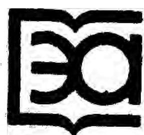
VISIT…

LANZAROTE
Caliente.COM

Г. Кесслер

Ядерная энергетика

Перевод с английского под редакцией
кандидата технических наук Ю. И. МИТЯЕВА



МОСКВА
ЭНЕРГОАТОМИЗДАТ
1986

ББК 31.46
К 36
УДК 621.039

Рецензенты: В. А. Сидоренко, Ю. И. Митяев

G. Kessler
NUCLEAR FISSION REACTORS. POTENTIAL ROLE AND RISKS OF CONVERTERS AND BREEDERS
Springer–Verlag,
Wien, New York

Г. Кесслер
К 36 Ядерная энергетика: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.; ил.

Изложены основные вопросы современной ядерной энергетики: возможные сферы применения источников ядерной энергии, топливообеспечение, типы и особенности ядерных реакторов, технические особенности основных элементов топливного цикла, включая переработку выгоревшего топлива, обращение с радиоактивными отходами, безопасность ядерной энергетики и воздействие на окружающую среду.

Для инженеров, аспирантов, студентов.

ББК 31.46

К $\frac{2304000000\text{-}318}{051\,(01)\text{-}86}$ 224-86

© 1983 by Springer–Verlag Wien
© Перевод на русский язык, Энергоатомиздат, 1986

Предисловие к русскому изданию

Хорошо известно, какое большое внимание уделяется в нашей стране развитию ядерной энергетики, особенно в европейской части СССР. Здесь уже работают несколько крупнейших АЭС мощностью по 4 млн. кВт, расширяются действующие и сооружаются новые атомные электростанции. В нашей стране эксплуатируется половина действующих в мире энергетических реакторов на быстрых нейтронах, которым принадлежит будущее, сооружаются первые в мире атомные станции теплоснабжения и атомные теплоэлектроцентрали. В 1985 г. на Игналинской АЭС выведен на проектные параметры крупнейший в мире энергетический реактор РБМК на 1,5 млн. кВт (эл.). Хорошо известны достижения атомного ледокольного флота, обеспечивающего практически круглогодичную навигацию на Северном морском пути. О роли и развитии ядерной энергетики СССР свидетельствует тот факт, что в настоящее время основная доля прироста в производстве электроэнергии в нашей стране обеспечивается за счет АЭС. В дальнейшем роль ядерной энергетики будет возрастать при одновременном расширении сферы применения ядерной энергии.

Об этом убедительно свидетельствуют "Основные направления экономического и социального развития СССР на 1986–1990 годы и на период до 2000 года". Так, в XII пятилетке наряду с целым рядом мощных АЭС вступят в строй атомные теплоэлектроцентрали под Одессой и Минском, Горьковская и Воронежская атомные станции теплоснабжения, развернется строительство новых АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. В 1990 г. на АЭС планируется произвести до 390 млрд. кВт · ч, т. е. 20% всей электроэнергии, которая будет выработана за этот год в нашей стране. Это обеспечит экономию органического топлива в размере 75 – 90 млн. т условного топлива. Новыми типами атомных судов пополнится морской флот Советского Союза.

Отечественные АЭС и установленные на них энергетические реакторы достаточно подробно рассмотрены в научно-технической литературе. Много публикаций посвящено строительству и опыту эксплуатации АЭС, монтажу и наладке оборудования, экономике ядерной энергетики, ее влиянию на окружающую среду. Издаются книги и руководства по конструированию энергетических реакторов и их отдельных систем, подкрепленные публикациями по теории и методам расчета реакторов, их контролю и управлению, а также по другим вопросам, связанным с использованием и производством энергии за счет деления тяжелых ядер.

Нельзя сказать, что мало внимания уделяется переводу зарубежных книг и монографий по ядерной энергетике. Однако большинство таких

книг посвящено рассмотрению относительно узких вопросов и не дает представления о зарубежной ядерной энергетике в целом. В отечественной литературе также практически нет книги, в которой полно были бы рассмотрены различные зарубежные энергетические реакторы и освещены все аспекты и проблемы, связанные с широким внедрением ядерной энергетики.

Можно надеяться, что предлагаемый перевод восполнит этот пробел. По крайней мере он явится хорошим дополнением к отечественной технической литературе по ядерной энергетике Советского Союза – дополнением, в котором достаточно подробно и всесторонне освещаются различные направления энергетического реакторостроения капиталистических стран, рассматриваются проблемы и производства, сопутствующие развитию ядерной энергетики.

Книга написана директором Института нейтронной физики и реакторной технологии Центра ядерных исследований в Карлсруэ (ФРГ) профессором Г. Кесслером. Автор располагает 20-летним опытом работы в различных областях ядерной энергетики. Он принимал участие в работе организации "Международная оценка ядерного топливного цикла (МОЯТЦ)", многие результаты которой были использованы им при написании книги. Отличительной особенностью и достоинством книги является комплексное и всестороннее рассмотрение основных аспектов ядерной энергетики.

Наряду с устройством и характеристиками тепловых и быстрых энергетических реакторов различного типа в ней приводятся данные о современном состоянии ядерной энергетики, обсуждаются различные прогнозы ее развития и долгосрочного обеспечения ядерным топливом. Большое внимание уделяется ядерным топливным циклам, начиная от способов извлечения урана, его обогащения и производства твэлов и кончая технологией переработки облученного топлива и надежного удаления радиоактивных отходов. Подробно рассмотрены риск и радиационное воздействие ядерной энергетики на окружающую среду, сформулированы требования по обеспечению безопасности АЭС. Книга Г. Кесслера подытоживает международный опыт, научные и технические знания в различных областях ядерной энергетики. В ней в той или иной мере отражены все существенные нововведения и усовершенствования в области ядерной энергетики. Книга написана простым доходчивым языком и для ее понимания не требуется специальной подготовки. Благодаря этому она может быть полезна широкому кругу читателей: техникам, студентам, инженерам, а также руководящим работникам в области ядерной энергетики и атомной промышленности. Специалисты узкого профиля могут ознакомиться с положением дел и проблемами в смежных областях.

Перевод гл. 1, 2, 4, 6, 7 выполнен В. К. Викуловым, гл. 3 – С. М. Зеньковичем, гл. 5 и 8 – В. С. Смирновым.

Можно надеяться, что книга будет с интересом встречена советскими читателями. Ваши отзывы и пожелания просим направлять по адресу: 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10, Энергоатомиздат.

Редактор

Предисловие

Атомная энергия относится к долгосрочным и относительно дешевым видам энергии. И то и другое крайне важно для современной цивилизации, уже сейчас испытывающей недостаток в энергетических ресурсах, что отражается на возрастании стоимости энергии. Тем не менее освоение атомной энергии и развитие ядерной энергетики встречают определенное противодействие со стороны мировой общественности, которая обеспокоена проблемами ядерной безопасности, возможностью загрязнения окружающей среды радиоактивными отходами и опасностью распространения ядерного оружия. Зачастую эти опасения бывают необоснованными и носят слишком эмоциональный характер. В связи с этим необходима надежная, объективная и всесторонняя информация по различным аспектам ядерной энергетики. Этой цели служит публикуемая книга, в которой освещаются научно-технические достижения современной ядерной энергетики, использующей энергию деления тяжелых ядер, анализируются ее потенциальные возможности и риск для человека при широком внедрении и длительном использовании.

Автор книги, профессор доктор Г. Кесслер с 1963 г. работал в ядерных научно-исследовательских и проектных учреждениях. В 1975–1978 гг. он возглавлял проект по разработке быстрого реактора в рамках трехстороннего сотрудничества ФРГ, Бельгии и Дании. Затем он работает в Центре ядерных исследований в Карлсруэ директором института Institute of Neutron Physics and Reactor Technology.

Книга вошла в серию "Вопросы энергетики" издательства Springer Publishers. Цель серии – дать углубленный анализ современного состояния энергетики, ее насущных проблем, тенденций и перспектив, включая вопросы энергетических потребностей, ресурсов и технологии.

Топливно-энергетический кризис, возникший в связи с угрозой исчерпания запасов нефти, убедительно показал широкой общественности, как важна энергия для обеспечения нормальной жизнедеятельности человека. Стало очевидным, что доступных для использования источников нефти и газа при существующих масштабах потребления может хватить лишь на несколько десятилетий. Поэтому в настоящее время все более возрастает внимание к поискам альтернативных энергетических ресурсов и исследованиям в этой области. Человечеству необходимо научиться жить в условиях изменяющихся энергетических запасов и растущих трудностей, включая технические проблемы, рост цен, необходимость значительных и долгосрочных капиталовложений, независимо от политического и социального устройства общества.

Использование энергии делящихся ядер – одна из важнейших альтернатив традиционной теплоэнергетике, в особенности для стран со скудными ресурсами топлива. В настоящее время экономически выгоднее вырабатывать электроэнергию на больших АЭС, чем на традиционных электростанциях, за исключением некоторых районов мира с благоприятными условиями для использования гидроэнергии или с большими запасами дешевого каменного угля. Атомная энергия наряду с использованием в электроэнергетике может быть применена на морском транспорте, в коммунально-бытовом и промышленном секторах в виде теплоты и в других энергоемких производствах.

Однако использование атомной энергии связано с выполнением следующих специфических условий, не встречающихся в других областях энергетики:

необходимость долгосрочных значительных капитальных вложений в развитие технологии и сооружение станций;

применение специальных мер безопасности и удовлетворение жестких лицензионных требований;

необходимость учета уникальных особенностей ядерного топливного цикла и обращения с радиоактивными отходами;

выполнение политических обязательств, связанных с нераспространением ядерного оружия, и преодоление предвзятости общественного мнения по отношению к ядерной энергетике.

Обеспечение экономичности топливного цикла и безопасности ядерной энергетики требует от государств длительных усилий. В первую очередь, должна быть разработана и принята широкомасштабная и долгосрочная энергетическая программа. Следующим шагом на этом пути является подготовка квалифицированных специалистов и служащих для работы в научно-исследовательских учреждениях и на промышленных предприятиях, в лицензирующих органах, а также для обслуживания АЭС и связанных с ними энергосистем, уровень которой определяется технической и организационной инфраструктурой ядерной энергетики. Далее должны быть сделаны значительные капиталовложения в сооружение АЭС и предприятий ядерного топливного цикла. Все эти затраты окупятся и принесут прибыль при условии стабильной экономики и долгосрочной и последовательной энергетической политики правительства.

Ядерные материалы и оборудование по их производству в силу стратегической важности и опасности злоупотребления ими должны находиться под контролем правительства. Имеются и другие причины для привлечения внимания правительства к ядерной энергетике, в их числе особая роль ядерной энергетики в будущем энергообеспечении страны, международная торговля ядерными материалами и технологией, а также интересы национальной безопасности и связанные с этим мероприятия по нераспространению ядерного оружия, участие в международной системе охраны ядерных материалов.

Развитие ядерной энергетики всегда ассоциируется с потенциальной опасностью радиоактивного заражения биосферы. Эта уникальная особенность ядерной энергетики, неведомая в других областях человечес-

кой деятельности, вызывает серьезное опасение общественности. Действительно, такой риск существует и в основном из-за значительной концентрации радиоактивных материалов в активных зонах реакторов, часть которых, в принципе, может выделиться в результате аварии, диверсии или войны. Существует также риск утечки радиоактивных продуктов при добыче урановых руд, на перерабатывающих заводах и других предприятиях, связанных с обработкой и хранением радиоактивных материалов.

Для защиты населения и обслуживающего персонала АЭС и других предприятий ядерной энергетики от радиационного поражения разработаны нормы и правила обеспечения безопасности при проектировании и эксплуатации потенциально опасных объектов, созданы государственные органы лицензирования и инспекции таких объектов, утверждены квалификационные стандарты для персонала, несущего ответственность за безопасную эксплуатацию АЭС и других предприятий топливного цикла.

Сложная конструкция, повышенные требования к безопасности и напряженные условия эксплуатации приводят к необходимости глубокого теоретического и экспериментального обоснования основных конструктивных решений и режимов эксплуатации АЭС. Современное проектирование ядерных реакторов, обеспечение и доказательство их безопасности невозможны без теоретического и экспериментального опыта, накопленного за несколько десятилетий тысячами физиков и инженеров. Для проектирования ядерного реактора и расчета последствий максимальной проектной аварии требуются обширные фундаментальные знания, совершенные математические методы и быстродействующие вычислительные программы.

Безопасная, надежная и экономичная эксплуатация ядерного реактора на всем протяжении 30-летнего срока службы была бы невозможна без глубоких знаний и опыта физиков, инженеров-механиков, электриков, химиков, без квалифицированной работы множества техников и рабочих, особенно сварщиков, котельщиков, электриков, электронщиков, строителей. Выполнение этого условия в ядерной энергетике привело к впечатляющим результатам: обеспечило на сегодняшний день рекордные показатели по безопасности и экономичности АЭС, что является надежной основой для широкомасштабного развития ядерной энергетики.

Для дальнейшего расширения ядерно-энергетического потенциала все большее значение приобретает выбор типа реактора и соответствующего топливного цикла. Энергетический эквивалент известных мировых запасов урана (составляющих свыше 5 млн. т) равен более $80 \cdot 10^9$ т условного топлива, если использовать легководные реакторы с открытым топливным циклом, или $120 \cdot 10^9$ т условного топлива при использовании замкнутого цикла. Для сравнения, мировые запасы природного газа соответствуют $90 \cdot 10^9$ т условного топлива. При внедрении быстрых реакторов энергетический потенциал урана может быть увеличен до $8000 \times \times 10^9$ т условного топлива, т. е. в 60–100 раз. В этом случае ресурсы ядерной энергетики, базирующейся на энергии деления, становятся того

же порядка, что ресурсы энергии синтеза в дейтерий-тритиевом цикле, т. е. практически неограниченными.

В книге всесторонне и последовательно излагаются научные, технические и стратегические вопросы, относящиеся к реакторам-конвертерам и размножителям, раскрываются особенности их оптимизации с целью расширения топливных ресурсов ядерной энергетики. Приводятся и анализируются данные о мировых запасах ядерного топлива. Излагаются методы и результаты определения риска ядерных аварий по воздействию на человека и окружающую среду. Надеюсь, что книга будет хорошо принята и окажется полезным источником информации для широкого круга специалистов, работающих в области ядерной энергетики, в особенности для инженеров, экономистов, плановиков-энергетиков, научных сотрудников, служащих промышленных предприятий и правительственных учреждений.

Войт

Предисловие автора

В отличие от других книг, посвященных тем или иным инженерным вопросам применения ядерных реакторов или ядерно-химического производства, настоящая публикация в серии "Вопросы энергетики" содержит комплексное описание всей технологии производства атомной энергии, базирующейся на самоподдерживающейся реакции деления ядер. В книге охватывается весь ядерный топливный цикл, начиная от процессов выделения урана из урановых руд, его химического преобразования и обогащения урана и до производства твэлов для различных типов реакторов. Далее обсуждаются основные конструкции современных работающих реакторов и концепции будущих усовершенствованных реакторов-конвертеров и размножителей. Анализируются и освещаются вопросы оптимизации различных топливных циклов и проблемы захоронения радиоактивных отходов.

Представлена также такая важная тема, как безопасность различных типов АЭС и других сопутствующих производств ядерной энергетики при их нормальной работе и в аварийных ситуациях. При этом приводятся данные о выбросах в атмосферу радиоактивных продуктов и их воздействии на окружающую среду.

В большинстве стран мира электроэнергия, производимая на АЭС, имеет значительно меньшую стоимость, чем на ТЭС, работающих на угле или нефти, причем из всех применяемых на АЭС реакторов количественно превалируют легководные реакторы (LWR)*. Вероятнее всего, такое положение сохранится по крайней мере на протяжении двух следующих десятилетий, когда доля ядерной энергии в суммарном производстве энергии для промышленно развитых стран значительно превысит современный уровень 10 – 12%. Обогащение урана в этот период будет обеспечиваться в основном на газодиффузионных установках с последующим переходом на газовые центрифуги. Пройдет не одно десятилетие, прежде чем в обогатительном производстве заметную роль начнут играть такие методы, как сопловое разделение изотопов или лазерное обогащение, находящиеся в настоящее время на начальной стадии развития (см. гл. 3).

Данные о мировых запасах урана по результатам оценки организаций "Международная оценка ядерного топливного цикла" (МОЯТЦ, 1980 г.) и "Организация экономического сотрудничества и развития" (ОЭСР, 1982 г.) все еще встречаются многими специалистами с недоверием. Это недоверие обусловлено временным противоречием между относительно невысокой оценкой мировых запасов дешевого урана и его избытком и низкой ценой

---

* Так называют тепловые реакторы, в которых отвод теплоты и замедление нейтронов до энергии тепловых колебаний атомов осуществляется с помощью обычной воды. (*Примеч. ред.*).

на мировом рынке в настоящее время. Тем не менее ожидаемые высокие темпы развития ядерной энергетики могут привести через несколько десятилетий к возрастающей нехватке природного урана. Этому можно противодействовать путем замены со временем легководных реакторов, имеющих высокий расход природного урана, на усовершенствованные реакторы-конвертеры или еще лучше на реакторы-размножители. Подобное решение вопроса может существенно уменьшить расход природного урана, а при наличии быстрых реакторов, работающих совместно с легководными реакторами, сократить этот расход настолько, что существующих запасов урана будет достаточно для гарантированного обеспечения энергией человечества на многие тысячелетия. Аналогичный результат ожидается при освоении управляемого термоядерного синтеза. Если окажется возможным ввести быстрые реакторы в промышленную эксплуатацию на рубеже завершающегося тысячелетия, то даже известные месторождения урана смогут удовлетворить самые широкие энергетические потребности. Однако развитие усовершенствованных реакторов и их внедрение в промышленную эксплуатацию потребуют проведения широких научно-технических исследований и крупных материальных затрат. В книге отражены эти проблемы: гл. 4 посвящена усовершенствованным тепловым реакторам-конвертерам, гл. 5 – развитию быстрых реакторов-размножителей с жидкометаллическим теплоносителем (LMFBR).

Успешное развитие усовершенствованных конвертеров и размножителей всецело зависит от реализации в ядерной энергетике замкнутого ядерного топливного цикла и широкого использования в качестве ядерного топлива плутония или ^{233}U. Для получения этих искусственных делящихся материалов из отработавшего ядерного топлива АЭС должна использоваться специальная химическая технология. Поэтому решение многих стран о создании для этих целей перерабатывающих заводов, а также установок для последующего осаждения и отверждения радиоактивных отходов тесно связывается с введением в эксплуатацию усовершенствованных конвертеров и размножителей. Вопросы оптимизации уран-плутониевых и торий-урановых топливных циклов для различных реакторов, а также технические проблемы переработки и повторного использования отработавшего топлива, включая обработку, отверждение и захоронение радиоактивных отходов, изложены в гл. 6 и 7. При этом широко использованы результаты МОЯТЦ.

Гл. 8 посвящена воздействию ядерной энергетики на окружающую среду и риску радиационного поражения населения при использовании различных типов реакторов и другого оборудования ядерного топливного цикла. Имеется в виду прежде всего опасность попадания в биосферу радиоактивных продуктов различных предприятий топливного цикла: урановых рудников, обогатительных предприятий, заводов, производящих топливо для ядерных реакторов, самих ядерно-энергетических установок, перерабатывающих заводов и установок по обработке радиоактивных отходов. Проводится сравнение между современными легководными реакторами и будущими размножителями. Вторая часть гл. 8 касается анализа риска на основе рассмотрения максимальной проектной аварии на ядерно-энергетических установках, представлены результаты оценок

риска для легководных реакторов по данным США (отчет WASH-1400) и Европы ("Изучение риска в ФРГ"). Кратко излагаются также результаты недавних исследований риска на перерабатывающих заводах, быстрых реакторах и усовершенствованных конвертерах.

В интересах читателей, не имеющих достаточных познаний в реакторной физике, в гл. 2 приведены необходимые сведения по физике реакторов, важные для понимания гл. 3 – 8. Эти сведения составляют основу проектирования реакторов и способствуют пониманию тех вопросов, которые рассматриваются в последующих главах.

Для краткости и четкости изложения всех аспектов ядерной энергетики многие детали опущены. Для более глубокого изучения проблем ядерной энергетики составлена библиография.

К раскрытию многих пограничных вопросов, обсуждаемых в книге, автор всегда старался привлечь обширный опыт и знания ученых Центра ядерных исследований в Карлсруэ (KfK). Большая помощь автору оказана коллегами из института Institute of Neutron Physics and Reactor Technology, а также Applied Systems Analysis Department.

В первую очередь я должен выразить признательность Фауду, который внес существенные поправки в расположение глав окончательного варианта рукописи, написал § 1.3 и проверил гл. 1, 3 – 5. Кроме того, он тщательно подобрал и проверил многие рисунки, таблицы, литературные ссылки и внес в рукопись многочисленные редакторские правки. Большую услугу в улучшении содержания гл. 2 оказал мне Кифхабер. Часть графического материала к этой главе получена с помощью ЭВМ Бродерсом. Халбриттер и Лебманн предоставили в мое распоряжение некоторые свои неопубликованные материалы и ценную информацию для § 8.1, а Кюхле проверил и переоформил в свете своего многолетнего опыта технологии охраны окружающей среды.

В процессе окончательной доработки рукописи я получил множество ценных консультаций по ряду важных вопросов от многих коллег из Центра ядерных исследований в Карлсруэ (KfK) и других организаций. В особенности я благодарен Джансену (Венский университет), Хенссену (Interatom); Эрфелду; Мэрклу (Kraftwerk Union) и Уиллимсу (General Electric); Кришу (KFA); Кутлеру (AECL); Моргенстерну и Кехлеру (Interatom), а также сотрудникам Сколтиссеку и Кифхаберу (KfK); Клоссу, Окшенфелду, Хаугу и Мюхлингу (KfK); Шредеру, Баеру (KfK) и Хюбелу.

Эта книга не была бы опубликована без помощи Фриса (KfK), который перевел немецкий оригинал на английский язык, и Мосеса (Висконсинский университет), окончательно обработавшего английское издание. Нельзя не отметить с благодарностью и моего секретаря, мисс Ч. Кастер, которая была неутомимой в перепечатывании рукописи.

Предложение о написании книги поступило от Войта, который как редактор оказал большую помощь советами и замечаниями по всему содержанию книги. Всем лицам, принявшим участие в обсуждении и доработке книги, автор приносит свою искреннюю благодарность.

Г. Кесслер

Список сокращений

ADAM + EVA	Система передачи энергии: $CH_4 + H_2O + 200$ Дж/моль $\rightarrow$ $\rightarrow 3H_2 + CO$; EVA (немецкое: Einzelspaltrohr – Versuchsanlage) – химический реактор для производства H_2 + + CO_2 (энергия поглощается), ее партнер ADAM является сжигателем газообразного топлива (энергия выделяется)
AECL	Правительственная компания Atomic Energy of Canada Ltd. (Канада)
AGNS	Союзная генеральная ядерная служба (США)
AGR	Усовершенствованный газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем
ALARA	Так низко, как разумно достижимо
ANL	Лаборатория Argonne National Laboratory (США)
AUC	Уранилкарбонат аммония
AUPuC	Уранилплутонийкарбонат аммония
AVR	Опытный высокотемпературный реактор (ФРГ)
BFS (БФС)	Быстрая критическая сборка (СССР)
BMI	Министерство внутренних дел (ФРГ)
BN 350 (БК-350)	Опытно-промышленный быстрый реактор-размножитель (СССР)
BN 600 (БН-600)	Усовершенствованный прототип быстрого реактора-размножителя (СССР)
BNFL	Фирма British Nuclear Fuel Ltd. (Великобритания)
BOR 60 (БОР-60)	Опытный быстрый реактор (СССР)
BR	См. KB
BR-1, BR-2, BR-5 (БР-1, БР-2, БР-5)	Экспериментальные быстрые реакторы (СССР)
BWR	Кипящий легководный реактор корпусного типа
CANDU	Канадский тяжеловодный реактор
CANDU–PHWR	Канадский тяжеловодный реактор с тяжелой водой под давлением в качестве теплоносителя
CDFR	Коммерческий демонстрационный быстрый реактор (Великобритания)
CIVEX	Цивекс-процесс, аналогичный пурекс-процессу: метод переработки топлива для гражданских целей, затрудняющий распространение ядерного оружия
CLEMENTINE	Первый быстрый исследовательский реактор с плутониевым топливом "Клементина" (США)
CR	См. КК
CRBR	Быстрый демонстрационный реактор-размножитель в Клинч-Ривере (США)
c/s	Метод сохранения и наблюдения
DFR	Быстрый экспериментальный реактор в Даунри (Великобритания)
DWK	Западногерманская компания по переработке ядерного топлива
EBR-I, EBR-II	Экспериментальные реакторы-размножители (США)
ECCS	См. САОР
EFFBR	Быстрый реактор-размножитель "Энрико Ферми" (США)
ENDF	Файл оцененных ядерных данных для расчета реакторов
EPA	Агентство по защите окружающей среды (США)
EPRI	Электроэнергетический исследовательский институт (США)
EUROCHEMIC	Европейская компания по химической переработке облученного топлива – European Company for the Chemical Processing of Irradiated Fuel (Бельгия)
EPP	Единица разделительной работы
EURODIF	Международная компания по разделению изотопов урана
EVA	См. ADAM + EVA
FBR	Быстрый реактор-размножитель
FCA	Быстрая критическая сборка (Япония)
FFTR	Высокопоточный быстрый реактор для исследования топлива и материалов (США)
GALAXY	Программа получения групповых микросечений для реакторных расчетов (Великобритания)
GCR	Газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit – Институт безопасности реакторов (ФРГ)
HLW	См. ОВУА
HLWC	Концентраты ОВУА
HEPA	Высокоэффективный фильтр тонкой очистки воздуха
HRB	Общество по строительству высокотемпературных реакторов (ФРГ)
HTGR	Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем и призматическими ТВС
HEU	Высокообогащенный уран
HTR	Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем и шаровыми твэлами (реактор с засыпкой шаровых твэлов)
HTR – Th	HTR с ториевым топливом
HWR	Тяжеловодный реактор
IAEA	См. МАГАТЭ
ICRP	См. МКРЗ
IHX	Промежуточный теплообменник
IIASA	Международный институт прикладного системного анализа (Австрия)
INFCE	См. МОЯТЦ
IPS	Международное хранилище плутония
IUREP	Международный проект оценки ресурсов урана
JOYO	Быстрый экспериментальный исследовательский реактор "Дзёё" (Япония)
KB	Коэффициент воспроизводства
KFA	Центр ядерных исследований в Юлихе (ФРГ)
KfK	Центр ядерных исследований в Карлсруэ (ФРГ)
KK	Коэффициент конверсии
KNK-II	Быстрый исследовательский реактор, охлаждаемый натрием, с тепловой подвижной зоной (ФРГ)
LLW	См. ОНУА
LEU	Низкообогащенный уран
LGR	Охлаждаемый легкой водой реактор с графитовым замедлителем

LMFBR	Быстрый реактор-размножитель с жидкометаллическим охлаждением
LOCA	Авария с потерей теплоносителя
LOF	Авария с прекращением циркуляции теплоносителя
LWBR	Легководный реактор размножитель
LWR	Реактор с легководным теплоносителем и замедлителем
LWR–Pu	LWR с плутониевым топливом
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
MAGNOX	Газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем, в котором для оболочек твэлов используется сплав магния
MASURCA	Быстрая критическая сборка в Кадараше "Мазурка", Франция
MLW	См. ОСУА
MC2–2SDX	Многогрупповая система констант, программа для получения групповых микросечений, необходимых для расчетов реактора (США)
MEU	Среднеобогащенный уран
MIGROS	Программа для получения групповых микросечений, необходимых для расчетов реактора (ФРГ)
МКРЗ	Международная комиссия по радиационной защите
MONJU	Прототип быстрого реактора-размножителя "Мондзю" (Япония)
MOX	PuO_2–UO_2-смешанное оксидное топливо
МОЯТЦ	Международная оценка ядерного топливного цикла
MSBR	Реактор-размножитель на расплавах солей
MUF	Фактор неучтенного материала
NEA	Агентство Nuclear Energy Agency ОЭСР (см. ниже)
NFS	Фирма Nuclear Fuel Services Inc. (США)
NPT	Договор о нераспространении ядерного оружия
NRC	Комиссия по ядерному регулированию (США)
ОВУА	Отходы высокой удельной активности
OECD	См. ОЭСР
ОНУА	Отходы низкой удельной активности
ОСУА	Отходы средней удельной активности
ОТ	Открытый топливный цикл
ОЭСР	Организация экономического сотрудничества и развития
PFR	Прототип быстрого реактора (Великобритания)
PHENIX	Прототип быстрого реактора-размножителя "Феникс" (Франция)
PCRV	Корпус реактора из предварительно напряженного железобетона
PWR	Корпусной легководный реактор с водой под давлением
PWR–Pu	PWR с плутониевым топливом
PUREX	Пурекс-процесс – восстановление плутония и урана методом экстракции
RAPSODIE	Опытный быстрый натриевый реактор "Рапсодия" (Франция)
RNFCC	Региональный центр ядерного топливного цикла
RPV	Реакторный корпус давления
САОР	Система аварийного охлаждения реактора

SAGSI	Группа по обеспечению безопасности Standing Advisory Group of Safeguards Implementation
SAP	Французская установка по переработке отработавшего топлива быстрых реакторов
SEFOR	Юго-западный экспериментальный быстрый реактор на оксидном топливе (США)
SGHWR	Парогенерирующий тяжеловодный реактор (Великобритания)
SGR	Самопитаемый рециклинг
SNEAK	Быстрая критическая сборка нулевой мощности в KfK (ФРГ)
SNR-300	Прототип быстрого реактора-размножителя (ФРГ – Бельгия – Нидерланды)
SS	Нержавеющая сталь
SUPERPHENIX	Быстрый энергетический реактор-размножитель "Суперфеникс", следующий в программе Франции после быстрого реактора "Феникс"
SWU	См. ЕРР
ТБФ	Три-*н*-бутилфосфат
TBP	См. ТБФ
THXOREX	Торекс-процесс – восстановление оксида тория методом экстракции
THTR	Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор с ториевым топливом
TOR	Французская демонстрационная установка по переработке отработавшего топлива быстрого реактора
UKAEA	Управление по атомной энергии United Kingdom Atomic Energy Authority (Великобритания)
URANIT	Общество по разделению изотопов урана
URENCO	Фирма Uranium Enrichment Company Ltd. (Великобритания)
VHTR	Сверхвысокотемпературный газоохлаждаемый реактор
WAES	Группа по альтернативным источникам энергии Workshop on Alternative Energy Strategies (США)
WAK	Установка по переработке облученного топлива в Карлсруэ (ФРГ)
WEC	См. МИРЭК
МИРЭК	Мировая энергетическая конференция
WL	Рабочий уровень
WLM	Месячный рабочий уровень облучения
WOCA	Страны с централизованно планируемой экономикой
ZEBRA	Реактор-размножитель нулевой мощности "Зебра" (Великобритания)
ZPPR	Плутониевый реактор нулевой мощности (США)
ZPR	Реактор нулевой мощности (США)
CFR	Code of Federal Regulations (США)
INTERATOM	International Atomreaktorbau GmbH
NERATOOM	Niederländisches Firmenkonsortium zur Entnicklung der Atomenergie

1. ВВЕДЕНИЕ

1.1. РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В МИРЕ

С тех пор как были построены первые в США АЭС Шиппингпорт, Янки, Дрезден (1957 – 1961 гг.), Колдер-Холл и Чапелкросс в Великобритании (1956 – 1958 гг.), развитие ядерной энергетики отмечалось значительными достижениями, особенно в 60-е и в начале 70-х годов. В конце 1981 г. в 22 странах мира работало около 260 энергетических реакторов суммарной мощностью 153 ГВт (эл.) (табл. 1.1, а, б). На современных АЭС используются в основном три типа реакторов: легководные реакторы (LWR), которые имеют две модификации – корпусные реакторы с водой под давлением (PWR) и кипящие реакторы (BWR) и разновидность LWR – водоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем (LGR)*, которые используются преимущественно в СССР; тяжеловодные реакторы (HWR), в основном типа CANDU (Canadian D_2O Uranium), и газоохлаждаемые реакторы на природном (MAGNOX) или обогащенном уране (AGR – Advanced Gascooled Reactor).

Наибольшая доля электроэнергии вырабатывается на АЭС с легководными реакторами; энергоблоки таких АЭС имеют мощность более 1300 МВт (эл.).

В конце 1981 г. в мире в стадии сооружения находилось еще около 240 ядерных энергоблоков суммарной мощностью 218 ГВт (эл.). Это значит, что в конце 80-х годов в 32 странах мира будут работать приблизительно 500 энергетических реакторов суммарной мощностью свыше 370 ГВт (эл.). Дальнейшее развитие ядерной энергетики зависит от уровня общемировых энергетических потребностей, которые, в свою очередь, зависят от роста мирового населения и прогресса экономики промышленно развитых и развивающихся стран.

Доля общего производства энергии, которую можно обеспечить за счет ядерной энергетики, будет зависеть от приемлемых для промышленного использования природных запасов ядерного топлива, запасов основных традиционных источников энергии – угля, нефти, газа и эффективности использования возобновляемых источников энергии, в особенности солнечной энергии. И наконец, скорость внедрения новых АЭС будет зависеть от общественного мнения и международной политики нераспространения ядерного оружия.

---

* В отечественной научно-технической литературе эти реакторы называют канальными водографитовыми реакторами. Такие реакторы установлены на Первой в мире АЭС, Билибинской АТЭЦ, первой очереди Белоярской АЭС, а также на всех АЭС с РБМК. (*Примеч. ред.*)

Таблица 1.1а. **АЭС мира по состоянию на 31.12.1981 г.***

Размещение АЭС	Эксплуатируется		Строится		Всего	
	Число энергоблоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энергоблоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энергоблоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)
Аргентина	1	335	2	1292	3	1627
Бельгия	3	1650	4	3800	7	5450
Болгария	3	1320	1	440	4	1760
Бразилия	–	–	3	3116	3	3116
Великобритания	32	8048	10	6340	42	14 388
Венгрия	–	–	4	1760	4	1760
ГДР	5	1830	2	880	7	2710
Египет	–	–	1	622	1	622
Индия	4	804	6	1320	10	2124
Испания	4	2003	12	11 424	16	13 427
Италия	4	1387	3	2004	7	3391
Канада	10	5476	14	9856	24	15 332
Нидерланды	2	495	–	–	2	495
Пакистан	1	125	–	–	1	125
Польша	–	–	2	880	2	880
Румыния	–	–	3	1840	3	1840
СССР	30	15 515	11	9280	41	24 795
США	76	56 790	74	82 207	150	138 997
о. Тайвань	3	2159	3	2765	6	4924
Турция	–	–	1	440	1	440
Финляндия	3	1500	1	660	4	2160
Франция	29	27 118	30	32 480	59	52 598
ФРГ	11	8576	14	15 220	25	23 796
Чехословакия	3	990	8	3520	11	4510
Швейцария	4	1940	2	1867	6	3807
Швеция	9	6400	3	3010	12	9410
Югославия	–	–	1	615	1	615
ЮАР	–	–	2	1844	2	1844
Южная Корея	1	564	8	6834	9	7398
Япония	23	15 047	12	10 025	35	25 072

* Данные на 31.12.1984 г. приведены в Приложении.

Такое множество отчасти противоречивых факторов, некоторые из которых весьма переменчивы и/или имеют региональные или национальные различия, делает весьма затруднительными предположения о будущих мощностях ядерной энергетики. В частности, поэтому здесь не рассматривается еще ряд АЭС, сроки ввода которых в промышленную эксплуатацию отложены на неопределенное время.

В табл. 1.2 приведены данные МАГАТЭ по развитию ядерной энергетики в основных регионах мира, определенные в рамках программы МОЯТЦ до 2000 г. Эти данные показывают существенные различия прогнозов, обусловленные большой неопределенностью ряда факторов. Наряду со значительным ростом ядерной энергетики в развитых странах Запада ожидается аналогичный прогресс в странах–членах СЭВ. Однако

Таблица 1.б. **Энергетические реакторы АЭС мира***

Реактор	Эксплуатируется		Строится		Всего	
	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)
PWR	119	84 557	149	142 534	268	227 091
BWR	61	38 678	46	47 767	107	86 445
LGR	18	10 760	5	5000	23	15 760
HWR	18	6614	26	14 537	44	21 151
GCR	40	10 700	10	6340	50	17 040
HTGR и HTR	1	330	1	296	2	626
FBR	4	1433	3	1795	7	3228
Итого	261	153 072	240	218 269	501	371 341

* См. сноску к табл. 1.1а.

в других странах к 2000 г. ядерная энергетика вряд ли займет существенное место.

Прогнозы на более позднее время обладают еще большей неопределенностью. Однако введение новой и сложной ядерной технологии должно рассматриваться по крайней мере на период 50 лет: АЭС рассчитаны на эксплуатацию в течение 20 – 30 лет, и будущее развитие ядерной энергетики, в том числе и не для производства электроэнергии, должно быть обсуждено и проанализировано со всех точек зрения за период, включающий несколько поколений АЭС.

Рис. 1.1 иллюстрирует некоторые прогнозы развития мировой ядерной энергетики до 2025 г., за исключением стран с централизованно планируемой экономикой. Наряду с данными МОЯТЦ на рис. 1.1 также представлены прогнозы ряда других организаций.

По этим прогнозам установленная мощность ядерной энергетики к 2025 г. составит от 1350 ГВт (эл.) по минимальной оценке Агентства по ядерной энергии ОЭСР (OECD/NEA) до 4800 ГВТ (эл.) по максималь-

Таблица 1.2. **Прогнозы развития ядерной энергетики в основных регионах мира по данным МАГАТЭ/МОЯТЦ**

Регион, страна	Мощность, ГВт (эл.)		
	1980 г.	1985 г.	2000 г.
Северная Америка	58,0	110 – 125	300 – 450
Западная Европа	41,2	90 – 100	270 – 400
Япония, Австралия, Новая Зеландия	14,5	25 – 30	100 – 150
Азия	2,5	8,5 – 9,6	60 – 75
Латинская Америка	0,3	3,1 – 5,3	40 – 100
Африка и Средний Восток	–	2,4 – 3,0	10 – 25
Итого	116,5	239 – 272,9	780 – 1200

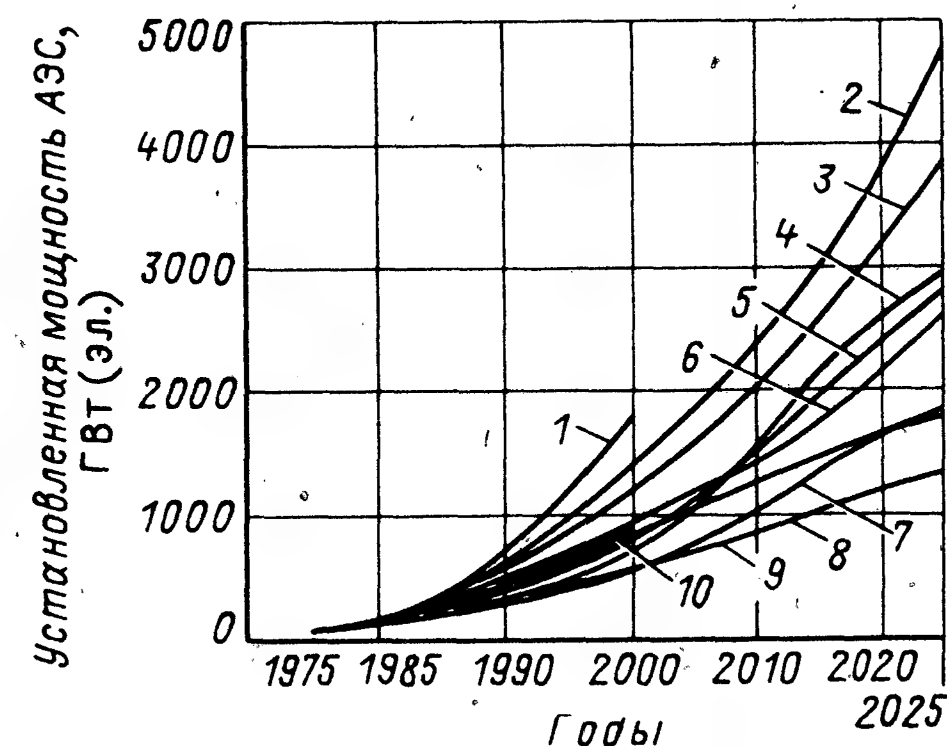


Рис. 1.1. Прогнозируемая установленная мощность АЭС мира, за исключением стран с централизованно планируемой экономикой (МОЯТЦ, IIASA, OECD/NEA):

1 – максимальная оценка WAES; *2* – максимальный прогноз WEC; *3* – максимальная оценка МОЯТЦ; *4* – максимальная оценка IIASA; *5* – максимальная оценка OECD/NEA (1981 г.); *6* – минимальный прогноз WEC; *7* – минимальная оценка IIASA; *8* – минимальная оценка МОЯТЦ; *9* – минимальная оценка OECD/NEA (1981 г.); *10* – минимальная оценка WAES

ной оценке МИРЭК 1977 г. Даже самый низкий уровень оценки предполагает ежегодный ввод в эксплуатацию в западных странах около 30 АЭС мощностью по 1 ГВт (эл.).

Доля ядерной энергетики в общемировом производстве первичных энергоресурсов довольно незначительна – около 3%. Однако вклад АЭС в производство электроэнергии составляет уже 12%. В развитых странах, использующих ядерную энергетику, эта цифра достигает 15 – 20%, а в некоторых случаях намного больше.

Можно предположить, что вклад АЭС в мировое производство электроэнергии к 2000 г. возрастет в среднем до 25 – 35%, в промышленно развитых странах – до 30 – 40%, а в дальнейшем, возможно, и до 50 – 60%. Ядерная энергетика является таким источником энергии, который может довольно длительное время использовать в будущем для производства энергии и благодаря этому уменьшить применение органических топлив – нефти, природного газа и угля.

1.2. ПРАКТИЧЕСКОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

1.2.1. Ядерная энергия как источник электроэнергии и высокотемпературной теплоты

Кинетическая энергия осколков составляет большую часть энергии, выделяющейся при делении ядер урана или плутония в активной зоне ядерного реактора. Эта энергия приводит прежде всего к разогреву ядерного топлива. Следовательно, энергия деления ядер – это тепловая энергия, которая может быть отведена от активной зоны реактора с помощью теплоносителя и либо использована непосредственно в виде теплоты, либо преобразована в электроэнергию посредством термодинамических процессов.

Почти все ядерные реакторы строятся с расчетом их использования на АЭС. Современные АЭС в основном состоят из энергоблоков мощностью 1,0 – 1,3 ГВт (эл.) и работают в базовом режиме нагрузки. На АЭС с легководными реакторами используется насыщенный пар при

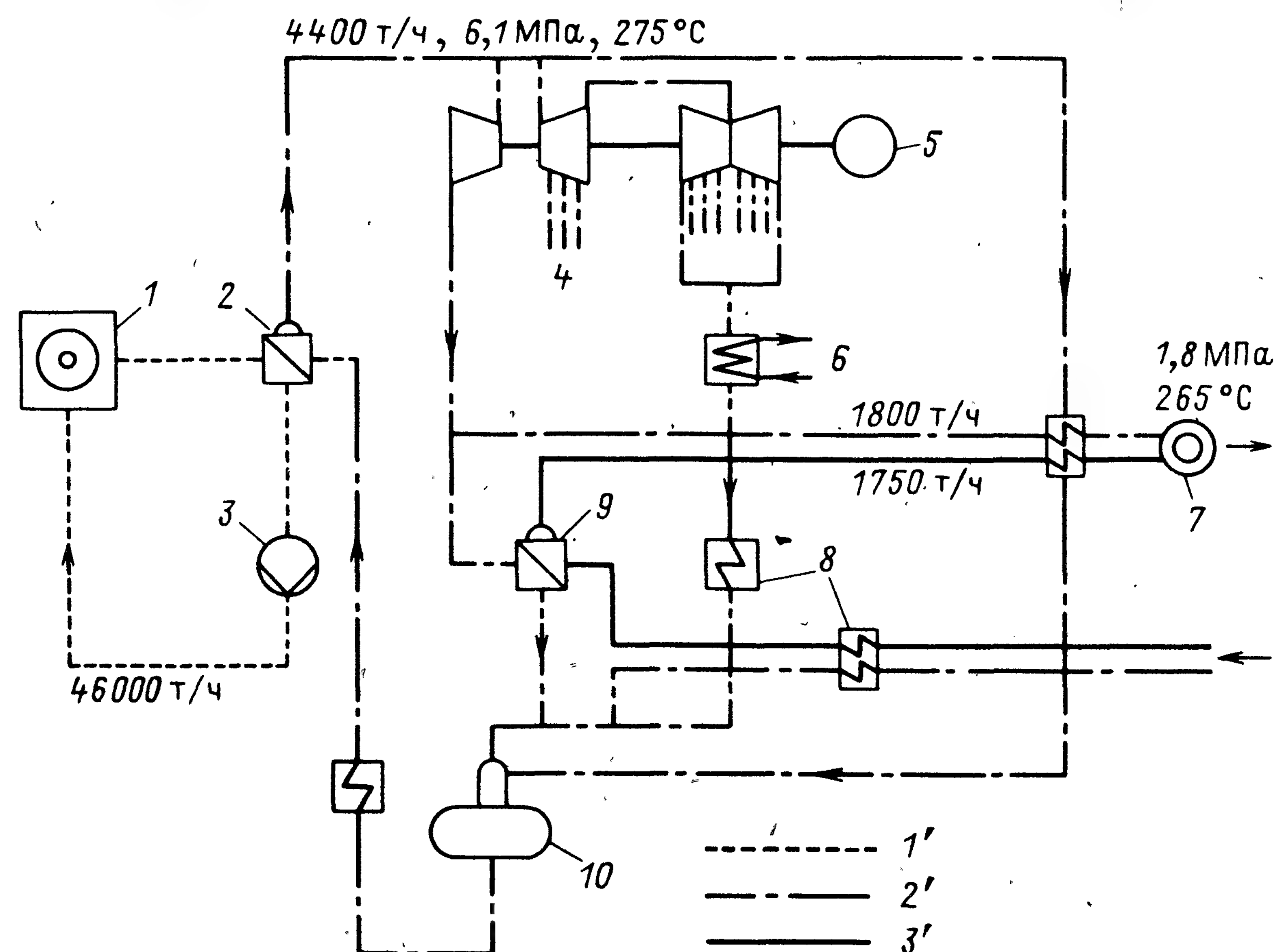


Рис. 1.2. Тепловая схема АТЭЦ с LWR (Kraftwerk Union):

1 – реактор на 2340 МВт (тепл.); *2* – парогенератор; *3* – циркуляционный насос; *4* – турбина; *5* – генератор на 420 МВт (эл.); *6* – конденсатор; *7* – пароперегреватель; *8* – регенеративный подогреватель; *9* – теплообменник; *10* – деаэратор; *1'* – первый контур; *2'* – второй контур; *3'* – третий контур

температуре около 300 °С и давлении 7 МПа (термический КПД 30 – 33%). На АЭС с новыми типами реакторов используется перегретый пар при температуре больше 500 °С и давлении 16 МПа (термический КПД 40%). Электроэнергия широко применяется в промышленности, на транспорте и в коммунально-бытовом секторе. Доля электроэнергии в суммарном энергопотреблении со временем будет увеличиваться. В частности, более важное значение может приобрести использование электроэнергии для отопления.

Хотя сейчас в ядерной энергетике преобладают АЭС, в дальнейшем вполне возможно непосредственное использование ядерных источников, особенно если учесть необходимость замены таких первичных источников энергии, как нефть и газ. В принципе, отработавшая теплота АЭС, как и теплота ТЭЦ, может быть использована для отопления зданий. Оптимальное использование ядерной энергии будет достигнуто на двуцелевых станциях, где пар сначала будет срабатываться в турбине для производства электроэнергии, а потом частично или полностью будет использоваться для теплоснабжения. Получение как электроэнергии, так и теплоты на АЭС не только увеличивает термический КПД до 75 – 85%, но и весьма выгодно с экономической точки зрения. На рис. 1.2 показана типичная тепловая схема АТЭЦ.

Поскольку на АЭС по экономическим соображениям используют энергоблоки большой единичной мощности и ввиду нецелесообразности

дальней транспортировки теплоты, сооружение АТЭЦ экономически целесообразно только в районах с большими и сконцентрированными потребителями теплоты. Впервые такие атомные станции были применены в СССР, а также в других странах для теплоснабжения городов.

Основная часть промышленной теплоты вырабатывается с температурой 200 – 400 °С, особенно в химической промышленности. Для производства такой теплоты могут быть использованы двуцелевые атомные станции. Еще одна область применения атомных станций – это опреснение морской воды. Мировые потребности в пресной воде увеличиваются пропорционально увеличению энергетических потребностей. Во многих развитых странах такой источник пресной воды будет крайне необходим. Двуцелевая опреснительная атомная станция будет еще более экономичной, так как необходимая для отопления температура пара (150 °С) вполне достаточна также и для опреснения воды. Высокие капиталовложения для реакторов-опреснителей сейчас препятствуют их широкому развитию. В настоящее время в СССР работает единственная в мире опреснительная станция с реактором БН-350 в г. Шевченко на Каспийском море.

1.2.2. Судовые реакторы

Судовые ядерные реакторы впервые были использованы на военных подводных лодках и авианосцах. Сегодняшние PWR, преобладающие в ядерной энергетике, являются результатом использования в 50-е годы таких судовых реакторов. В торговом флоте судовые реакторы не получили применения, если не считать некоторых экспериментальных установок. Первым примером мирного применения ядерной энергии на флоте явился советский атомный ледокол "Ленин", который позволяет СССР зимой использовать Северный морской путь. С 1959 до 1966 г. ледокол "Ленин" работал с тремя реакторами, а с 1970 г. перешел на два модернизированных реактора. За период 1962 – 1970 гг. на американском атомоходе "Саванна" был накоплен небольшой опыт эксплуатации, однако из-за неэкономичности судна его использование было прекращено.

Западногерманский атомоход "Отто Ган" проработал с 1968 г. по 1979 г. и, так же как и "Саванна", показал превосходные эксплуатационные характеристики. Японский ледокол "Митсу" находится в стадии испытаний.

Промышленное развитие атомного торгового флота с использованием судовых ядерных реакторов сейчас сдерживается в основном по экономическим причинам. Исследования показали, что использование судовых реакторов экономично только на очень больших и быстрых судах (таких, как контейнеровозы мощностью 100 000 л.с.). Будущее таких судов также сильно зависит от достижения международной договоренности о возможности их захода в большинство важнейших торговых портов мира.

1.2.3. Использование высокотемпературной теплоты ядерных реакторов

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR)* могут сильно расширить использование ядерной энергии для получения высокотемпературной теплоты. Температура теплоносителя на выходе из таких реакторов составляет 700 – 1000 °С. В этом диапазоне температур особенно целесообразно использовать реактор для целей прямой газификации угля. Температура теплоносителя достигает 950 °С. На рис. 1.3 схематично показан один из возможных процессов газификации угля, а именно – паровая газификация угля: высокотемпературная теплота поступает в паровой газификатор из второго гелиевого контура. Горячий пар проникает в слой угля, газифицирует его с образованием H_2 и СО; последующее образование метана позволяет получить синтетический газ. Теплота реактора при низких и средних температурах служит для генерации в промежуточном контуре пара, который используется для газификации и производства электроэнергии.

Еще одной областью применения теплоты HTGR является процесс, названный в ФРГ "ADAM + EVA". Проблема транспортировки теплоты от мощной ядерной энергоустановки к потребителю на большие расстояния решается путем передачи химической энергии. Теплота HTGR преобразуется в химическую энергию с помощью эндотермической реакции в трубчатом преобразователе, нагреваемом горячим гелием. В преобразователе осуществляется процесс EVA: $CH_4 + H_2O$ + энергия $\rightarrow 3H_2 + CO$. Полученная смесь газов ($3H_2 + CO$) по трубопроводам передается к потребителю, и обратная реакция освобождает запасенную энергию в нужном месте (ADAM): $3H_2 + CO \rightarrow CH_4 + H_2O$ + энергия. Выделяющаяся энергия может быть использована для получения высокотемпературной теплоты, для отопления или для производства электроэнергии вблизи места ее основного потребления.

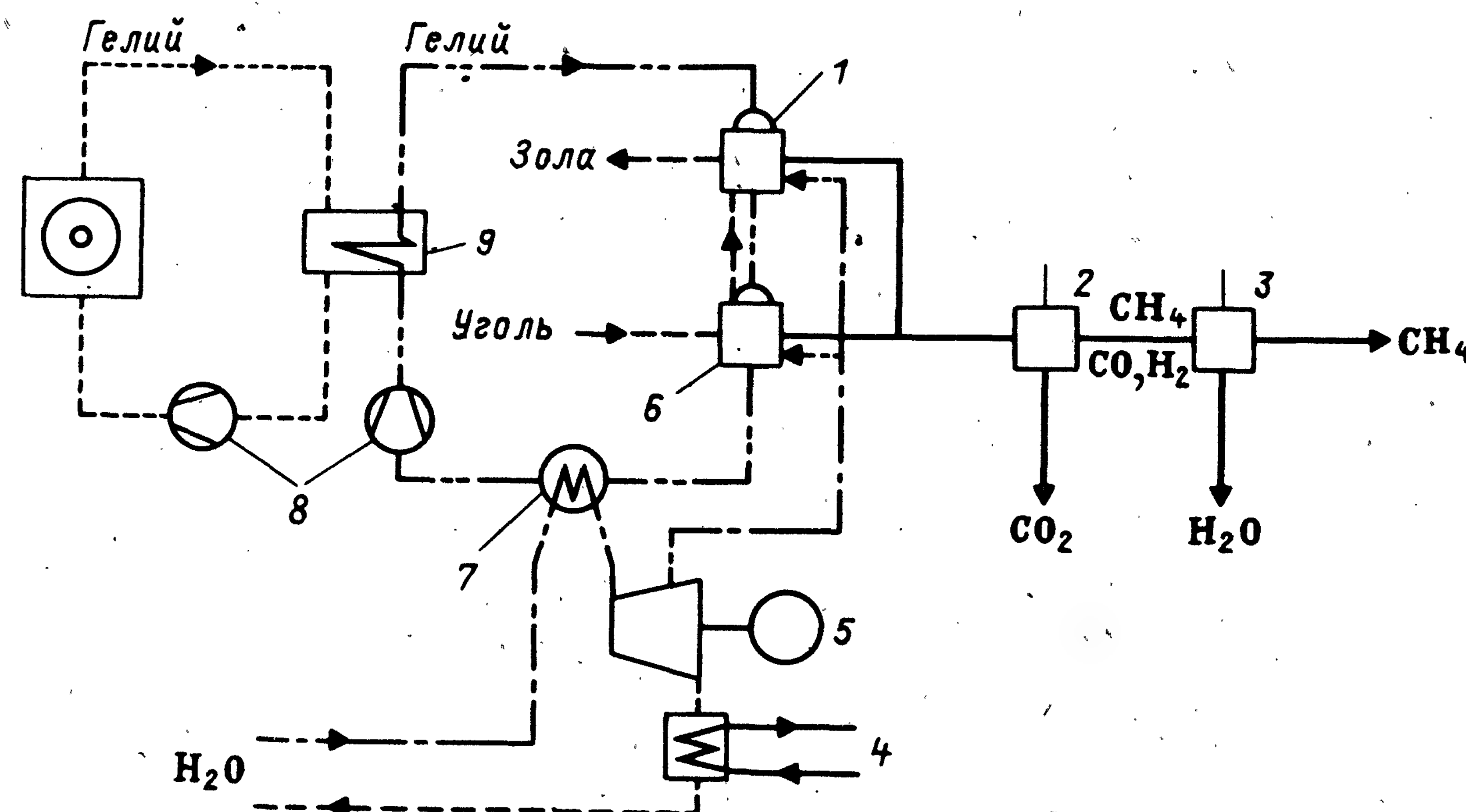


Рис. 1.3. Паровая газификация угля:

1 – паровой газификатор; *2* – газовый скруббер; *3* – метанатор; *4* – конденсатор; *5* – турбогенератор; *6* – дегазатор; *7* – парогенератор; *8* – компрессоры; *9* – теплообменник

* В отечественной литературе ВТГР. *(Примеч. ред.)*

1.2.4. Получение водорода

Водород как вид вторичных энергоресурсов может внести большой вклад в энергоснабжение любой отрасли хозяйства в будущем. Водород может производиться на АЭС в процессе электролиза или путем разложения воды при больших температурах. Водород может доставляться к потребителю на значительные расстояния по таким же трубопроводам, какие сейчас успешно применяются в химической промышленности. Как показывает опыт, накопленный во Франции, водород может храниться, например, в подземных емкостях.

Что касается электролиза воды, то будут развиваться большие электролизные станции мощностью в несколько сот мегаватт (электрических) с небольшими капитальными затратами и высоким КПД процесса получения водорода (80 – 90%). Один из главных стимулов применения электролиза заключается в возможности использования для получения водорода избыточной энергии АЭС во время минимума нагрузки. Для практического осуществления термического крекинга воды, необходима демонстрация экономической конкурентоспособности процессов. Такие процессы могут успешно осуществляться при температурах, доступных сейчас только в HTGR. Водород может сжигаться для получения высокотемпературной теплоты, используемой в производстве синтетического газа ($CO + H_2$) для получения, например, метана, или применяться в качестве одного из компонентов при производстве метанола или газолина. Кроме того, водород в будущем может внести весьма существенный вклад как топливо двигателей внутреннего сгорания, либо быть непосредственно использован в топливных элементах, работающих совместно с электродвигателями. Таким образом, ядерная энергетика позволит заменить нефть как основной источник энергии на транспорте.

1.3. ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Будущее ядерной энергетики главным образом зависит от улучшения ее экономических показателей. Экономика ядерной энергетики связана с сооружением и эксплуатацией не только атомных станций, но и предприятий по добыче и переработке урана, по обработке и захоронению радиоактивных отходов и т. п.

Экономические преимущества ядерной энергетики заключаются в существенно меньшей стоимости топлива. Это значит, что изменение цены на уран будет не сильно влиять на стоимость электроэнергии, производимой на АЭС. В особенности это относится к быстрым реакторам, у которых потребность в топливе чрезвычайно низка. Такая особенность ядерной энергетики оказывает стабилизирующее влияние на стоимость производства электроэнергии на АЭС. В то же время капитальные затра-

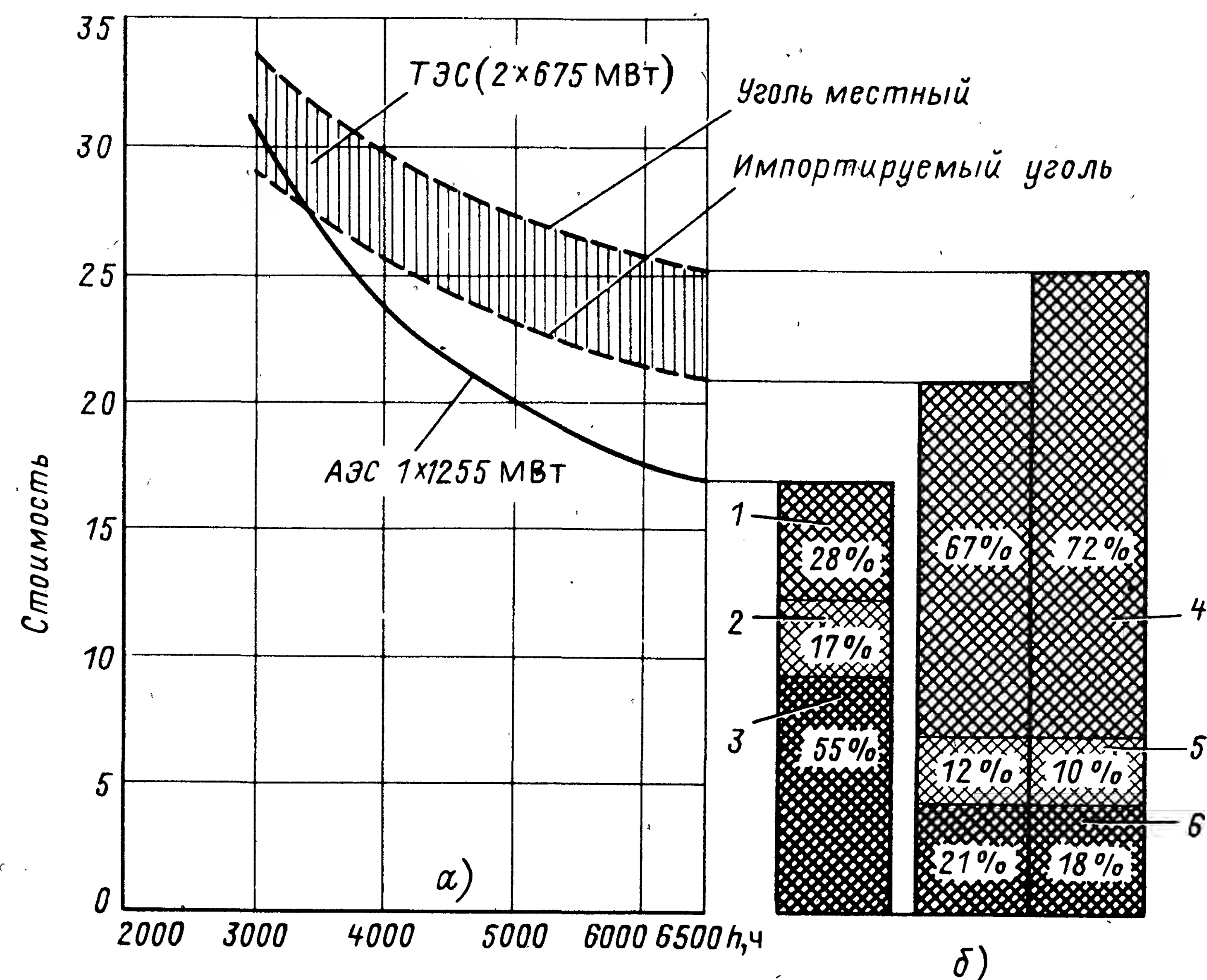


Рис. 1.4. Зависимость стоимости производства электроэнергии на АЭС и ТЭС на органическом топливе от числа часов использования в году h и структура стоимости электроэнергии:

1 – топливная составляющая; *2* – эксплуатационные расходы; *3* – капитальная составляющая

ты на сооружение АЭС несомненно выше, чем затраты на строительство электростанций на органическом топливе. Однако экономичность АЭС увеличивается с увеличением единичной мощности реактора. На рис. 1.4, *б* приведено сравнение затрат на АЭС и ТЭС на органическом топливе.

1.3.1. Стоимость производства электроэнергии

Оценка экономических показателей ядерной энергетики сегодня наиболее достоверно может быть сделана в предположении использования LWR, так как на большинстве АЭС в США и Европе установлены как раз такие реакторы. Приведенные ниже рисунки, иллюстрирующие стоимость производства электроэнергии, выработанной на АЭС, относятся к АЭС с PWR мощностью нетто 1255 МВт, которая будет пущена в ФРГ в 1989 г. после 6 лет строительства.

В последнее время стоимость производства электроэнергии сильно изменилась и, вероятно, будет так же нестабильна в будущем. Более того, надо учитывать, что при сравнении стоимости электроэнергии должны учитываться экономические условия, далеко не одинаковые для различных регионов мира (США, Европа, Япония). Поэтому приведенные

ниже количественные данные не являются абсолютными, а скорее указывают на процентное соотношение затрат.

Капитальные затраты на сооружение АЭС определены из расчета 2550 марок ФРГ (в ценах 1981 г.) на 1 кВт установленной мощности.

Эксплуатационные расходы включают в себя заработную плату персонала электростанции, стоимость технического обслуживания и ремонта, налоги и страхование и составляют в год примерно 60 марок ФРГ на 1 кВт.

Стоимость топливного цикла включает все затраты, связанные с получением и обработкой ядерного топлива, начиная с добычи урановой руды и кончая захоронением радиоактивных отходов.

Оценка стоимости ядерного топливного цикла (в ценах 1981 г., с учетом удорожания в будущем) сделана на основе следующих ориентировочных затрат, марки ФРГ на 1 кг:

Стоимость добычи природного урана 60
Переработка и обогащение 200
Изготовление твэлов 500
Переработка и захоронение отходов 2200

При использовании АЭС 6500 ч/год капитальные затраты, стоимость эксплуатации и ядерного топливного цикла и учет амортизации капиталовложений за весь период эксплуатации определяют стоимость производства электроэнергии 16,8 пфеннига/(кВт · ч), составляющие которой, пфенниг/(кВт · ч), приведены ниже:

Капитальные затраты 9,1
Затраты на вывод из эксплуатации 0,3
Эксплуатационные расходы. 2,6
Затраты на топливный цикл. 4,8
Из них:
на природный уран .1,2
на обогащение 0,7
на изготовление твэлов 0,6
на переработку и захоронение отходов. 2,3

На рис. 1.4, *а* приведена зависимость стоимости электроэнергии от количества часов использования АЭС в течение года. Для сравнения приведена стоимость производства электроэнергии на ТЭС, работающих на импортируемом и отечественном угле. (В ФРГ привозной уголь сейчас дешевле добываемого в стране примерно на 33%.) Видно, что АЭС с реакторами LWR экономичны при работе более 3500 ч/год.

1.3.2. Коэффициент использования мощности АЭС

Из-за большой доли капитальных затрат в общей стоимости производства электроэнергии (см. рис. 1.4) коэффициент использования мощности (КИМ) в значительной степени определяет стоимость производства электроэнергии. АЭС будут иметь экономическое преимущество только в том случае, если они будут эксплуатироваться с высоким коэффициентом использования.

Среднегодовой КИМ есть отношение реально выработанной на АЭС энергии к той энергии, которая могла бы быть выработана при работе

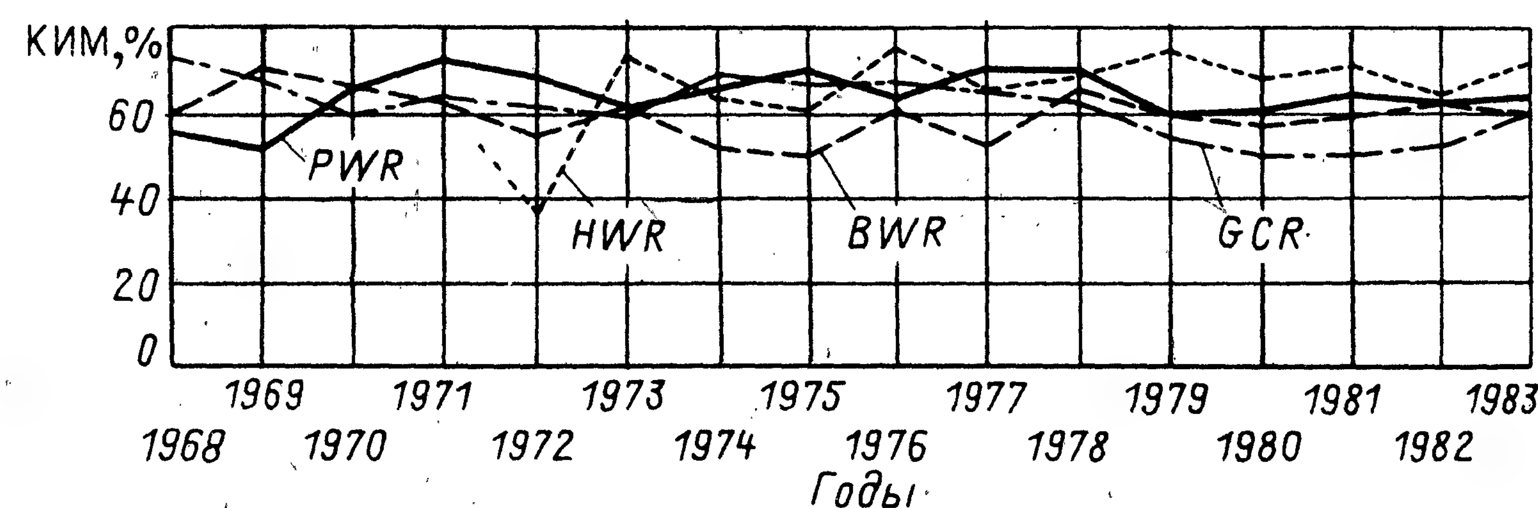


Рис. 1.5. Коэффициент использования мощности АЭС с реакторами разного типа[1]

станции на проектной мощности в течение всего года, т. е. в течение 8760 ч/год.

КИМ учитывает простои станции во время перегрузок топлива, ремонта, а также те факторы, из-за которых станция не может эксплуатироваться на проектной мощности в определенный период работы. На рис. 1.5 показаны КИМ различных реакторов в период с 1968 г. до 1983 г.

Средний в мире КИМ LWR составляет около 60%, что соответствует работе АЭС на полной мощности 5300 ч/год. PWR в среднем имеют КИМ примерно на 6% больше, чем BWR. Средний КИМ реакторов в Западной Европе на 7% выше, чем среднемировой[2]. Однако эти различия вызваны не техническими причинами, а скорее недостатком статистических данных в начальный период развития ядерной энергетики. Некоторые PWR в Западной Европе уже достигли КИМ 80%. При анализе стоимости электроэнергии, сделанном в предыдущем параграфе принималось, что КИМ равен 74% (6500 ч/год).

После обобщения опыта эксплуатации АЭС и введения технических усовершенствований в среднем в мире КИМ, по-видимому, будет увеличиваться. Для тяжеловодных реакторов КИМ равен 70%; для некоторых АЭС он достигает 78%. Примерно такие же значения КИМ отмечаются и для AGR.

2. НЕКОТОРЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ РЕАКТОРОВ-КОНВЕРТЕРОВ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ

2.1. ОСНОВЫ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ

Важнейшими ядерными реакциями, происходящими в активной зоне ядерного реактора, являются реакции взаимодействия нейтронов с ядрами топлива, теплоносителя, конструкционных и поглощающих материалов. Рассматриваются четыре основных вида взаимодействия нейтронов с ядром: упругое рассеяние, неупругое рассеяние, захват нейтрона, деление ядра.

[1] Заимствован из журнала Atomwirtschaft/Atomtechnik, 1984, Bd 29, N 7, S. 358. (*Примеч. ред.*)

[2] В 1983 г. средний КИМ АЭС капиталистических стран составил 63%, в том числе для АЭС с PWR 64%; для АЭС с BWR 61%; для АЭС с HWR 72%; для АЭС с GCR и FBR 59 и 56% соответственно. Порегионный средний КИМ в 1983 г. по всем АЭС составил: в Западной Европе 67%; в Северной Америке 59%, в Азии 64%. [Atomwirtschaft/Atomtechnik, 1984, Bd 29, N 7, S. 357]. (*Примеч. ред.*)

2.1.1. Упругое рассеяние

На атомных ядрах может происходить упругое рассеяние нейтронов. В процессе рассеяния нейтрон может изменить свою траекторию и скорость (кинетическую энергию). Несмотря на наличие химической связи и кристаллической структуры материалов, реакцию упругого рассеяния нейтронов, наблюдаемую при относительно низких энергиях нейтрона, можно объяснить классическим механизмом столкновения свободных тел. В соответствии с этими законами нейтроны деления (быстрые нейтроны) теряют энергию при каждом акте упругого соударения до тех пор, пока их энергия не станет сравнима с энергией колебания ядер окружающей среды. Средняя энергия, теряемая нейтроном при одном столкновении, обратно пропорциональна атомной массе ядра A, с которым нейтрон сталкивается. Например, для ядра с $A = 100$ потеря энергии нейтрона составляет около 2%, а при упругом столкновении с ядром водорода с $A = 1$ энергия нейтрона уменьшается на 50%. В результате многократного упругого рассеяния кинетическая энергия быстрых нейтронов снижается до такого значения, при котором они находятся в тепловом равновесии с ядрами среды. При этом скорости нейтронов распределяются по спектру Максвелла со средней кинетической энергией 0,0253 эВ* при температуре среды 20 °С в слабопоглощающем, в основном рассеивающем материале.

Среднее число столкновений, необходимых для замедления нейтрона деления до тепловой энергии 0,0253 эВ, равно примерно 16 при замедлении в легкой воде, 28 – в тяжелой воде и 91 – в графите.

2.1.2. Неупругое рассеяние

При реакции неупругого рассеяния нейтрон на короткое время поглощается ядром. Образовавшееся при поглощении нейтрона ядро приобретает дополнительную энергию, поэтому говорят, что оно находится в возбужденном состоянии. Возбужденное состояние ядра может быть частично снято испусканием нейтрона с меньшей кинетической энергией, чем та, с которой он был поглощен. Энергия, которую нейтрон теряет на ядре (оставляет в нем), испускается в виде γ-излучения. Неупругое рассеяние – пороговая реакция, т. е. она может происходить только в том случае, если кинетическая энергия нейтрона превышает определенное пороговое значение. Порог энергии составляет несколько мегаэлектрон-вольт для легких ядер и уменьшается до нескольких килоэлектрон-вольт для средних и тяжелых ядер.

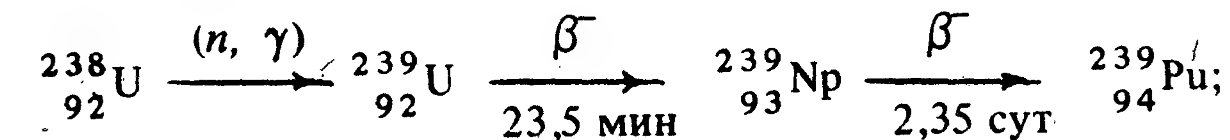
2.1.3. Захват нейтрона

Еще одной реакцией взаимодействия нейтрона с веществом является процесс захвата, когда ядро и поглощенный им нейтрон образуют составное ядро, которое находится в возбужденном состоянии и может:

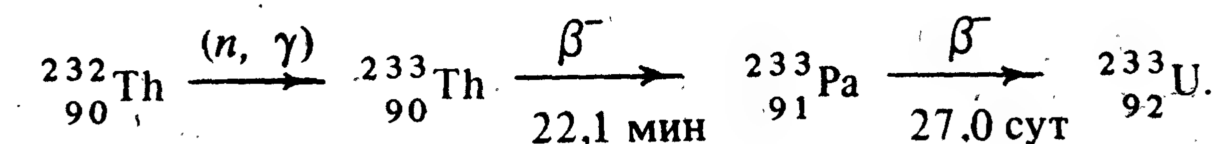
перейти в основное состояние путем γ-излучения [(n, γ)-реакция];

оказаться нестабильным и испустить электрон (β^--распад), протон [(n, p)-реакция] или α-частицу [(n, α)-реакция]. Когда в ядро попадает нейтрон высокой энергии, могут быть испущены два или более нейтронов [$(n, 2n)$- или $(n, 3n)$-реакции].

В качестве примера β^--распада при захвате нейтрона можно привести процессы конверсии или размножения в топливных циклах ^{238}U; ^{239}Pu и ^{232}Th, ^{233}U:



$$^{238}_{92}\mathrm{U} \xrightarrow{(n,\gamma)} {}^{239}_{92}\mathrm{U} \xrightarrow[23{,}5\ \text{мин}]{\beta^-} {}^{239}_{93}\mathrm{Np} \xrightarrow[2{,}35\ \text{сут}]{\beta^-} {}^{239}_{94}\mathrm{Pu};$$



$$^{232}_{90}\mathrm{Th} \xrightarrow{(n,\gamma)} {}^{233}_{90}\mathrm{Th} \xrightarrow[22{,}1\ \text{мин}]{\beta^-} {}^{233}_{91}\mathrm{Pa} \xrightarrow[27{,}0\ \text{сут}]{\beta^-} {}^{233}_{92}\mathrm{U}.$$

* 1 эВ = $1{,}602 \cdot 10^{-19}$ Дж – кинетическая энергия, приобретаемая электроном при прохождении им разности потенциалов 1 В. Энергия 0,025 эВ соответствует скорости нейтрона 2200 м/с.

2.1.4. Деление ядер

Если нейтрон поглотится тяжелым ядром, например ^{235}U, образовавшееся составное ядро может оказаться настолько нестабильным, что оно распадается на два (иногда даже три) осколка. Маловероятно, что эти два осколка (продукты деления) будут одинаковы, так как они образуются в соответствии с определенным законом, который графически выражается в виде двугорбой кривой (рис. 2.1). Кроме осколков при делении мгновенно образуются два-три нейтрона. Кинетическая энергия этих нейтронов подчинена определенному закону распределения, называемому спектром нейтронов деления. Спектр нейтронов деления (рис. 2.2), т. е. зависимость количества нейтронов от их энергии, и соответствующая зависимость выхода (т. е. доли) продуктов деления от их массового числа обусловлены кинетической энергией нейтрона (быстрый или тепловой нейтрон), вызывающего деление, и видом ядра, претерпевшего деление.

Деление некоторых тяжелых ядер может быть вызвано только нейтронами с энергией, превосходящей определенный порог:

Ядро	^{232}Th	^{233}U	^{234}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu
Порог деления, МэВ	1,3	0	0,4	0	1,2	0

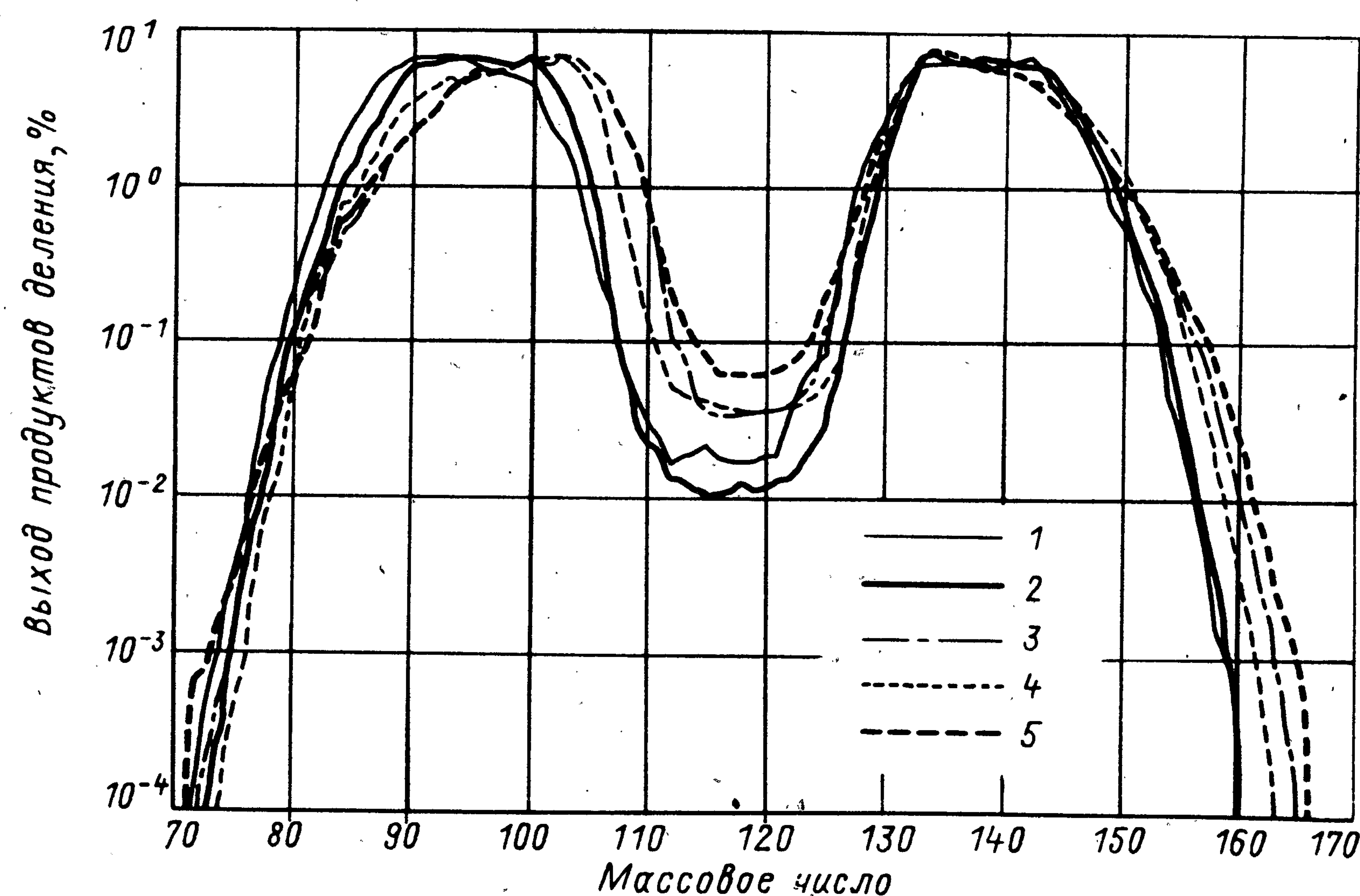


Рис. 2.1. Выход продуктов деления при реакции на тепловых (т) и быстрых (б) нейтронах с энергией $E \geqslant 1,2$ МэВ (KfK):

1 – ^{233}U (т); *2* – ^{235}U (т); *3* – ^{239}Pu (т); *4* – ^{238}U (б); *5* – ^{239}Pu (б)

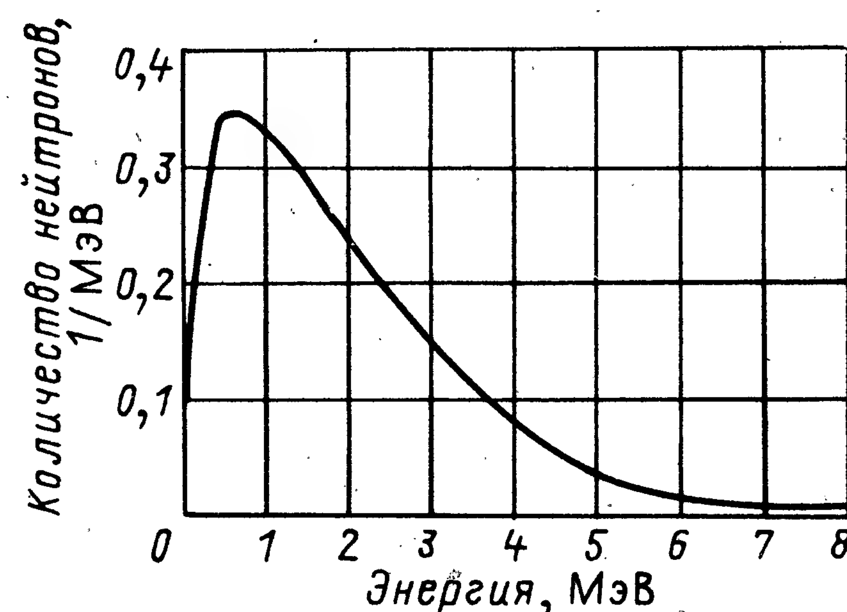


Рис. 2.2. Спектр нейтронов деления ^{235}U

Продукты деления могут быть газообразными, летучими или твердыми. Неодинаковый выход продуктов деления для различных делящихся ядер, например ^{235}U или ^{239}Pu, может быть использован при анализе безопасности реакторов и при исследованиях.

2.1.5. Выделение энергии при делении ядер

Полная энергия деления Q_{tot} складывается из кинетической энергии осколков E_f, кинетической энергии мгновенных нейтронов деления E_n, β-излучения E_β и γ-излучения E_γ. Кроме того, небольшая энергия E_ν уносится нейтрино, которое из-за большой проникающей способности вообще не выделяет теплоты в реакторе. Тепловая энергия деления различных ядер Q_{th} и ее составляющие представлены в табл. 2.1. При делении ^{235}U нейтронами выделяется около 194 МэВ/деление тепловой энергии или 3,11 Дж/деление. Так как 1 г металлического ^{235}U содержит около $2,56 \cdot 10^{21}$ атомов, полное деление 1 г ^{235}U даст $7,96 \cdot 10^{10}$ Дж или $2,21 \times 10^4$ кВт · ч тепловой энергии, что в других единицах измерения соответствует примерно 1 МВт · сут.

Таблица 2.1. **Энергия, выделяющаяся при делеиии ядер, МэВ**

Делящееся ядро	Энергия нейтрона, вызывающего деление	E_f	E_n	E_β	E_γ	E_ν	G_{tot}	G_{th}
^{232}Th	3,35	161,79	4,70	8,09	14,01	10,87	196,11	185,24
^{233}U	Тепловая	168,92	4,90	5,08	12,53	6,82	198,25	191,43
	0,5	169,37	4,9	5,05	12,52	6,79	198,13	191,34
^{235}U	Тепловая	169,75	4,79	6,41	13,19	8,62	202,76	194,14
	0,5	169,85	4,8	6,38	13,17	8,58	202,28	193,7
^{238}U	3,10	170,29	5,51	8,21	14,29	11,04	206,24	195,2
^{239}Pu	Тепловая	176,07	5,90	5,27	12,91	7,09	207,24	200,15
	0,5	176,09	5,9	5,24	12,88	7,05	206,66	199,61
^{240}Pu	2,39	175,98	6,18	5,74	12,09	7,72	206,68	198,94
^{241}Pu	Тепловая	175,36	5,99	6,54	14,22	8,80	210,91	202,11
	0,5	175,62	6,0	6,49	14,19	8,73	210,53	201,8
^{242}Pu	2,32	176,79	4,59	6,62	12,98	8,90	206,15	197,25

Для других делящихся материалов, например ^{233}U или ^{239}Pu, количественный результат примерно такой же. Обычно энергию, выделяющуюся в активной зоне реактора, измеряют в мегаватт-сутках, приходящихся на одну тонну урана. Если принять во внимание приведенное выше соотношение, то окажется, что численное значение количества энергии, полученное от 1 г урана и выраженное в мегаватт-сутках, равно числу граммов тяжелых атомов, разделившихся в одной тонне топлива.

2.1.6. Постоянная распада и период полураспада

При радиоактивном распаде количество ядер данного нуклида $N(t)$, находящихся в единице объема, является функцией времени t и может быть выражено экспоненциальной зависимостью:

$$N(t) = N_0 \exp(-\lambda t), \tag{2.1}$$

где λ – постоянная распада; N_0 – число ядер в данном объеме при $t = 0$. Вместо постоянной распада λ можно использовать период полураспада $T = (\ln 2)/\lambda$, который соответствует времени, за которое распадается половина начального числа ядер. Скорость распада $\lambda N(t)$ является мерой активности данного материала. Активиость измеряется в беккерелях, а раньше измерялась в единицах кюри. Один беккерель (Бк) соответствует одному распаду в секунду. Один кюри (Ки) соответствует $3,7 \cdot 10^{10}$ расп./с, что близко к активности 1 г радия.

2.1.7. Мгновенные и запаздывающие нейтроны

Более 99% нейтронов, возникающих при делении, появляется примерно за 10^{-14} с после деления ядра (мгновенные нейтроны). Однако образовавшиеся продукты деления (осколки), как правило, находятся в сильно возбужденном состоянии и поэтому могут испускать так называемые запаздывающие нейтроны с временем запаздывания, измеряемым секундами. Таким образом, незначительная доля (менее 1%) всех нейтронов деления испускается продуктами деления, и этот процесс подчиняется экспоненциальному закону, приведенному выше. Запаздывающие нейтроны, как правило, разделяют на шесть групп в соответствии с их временем запаздывания, которое зависит от периода полураспада продуктов деления – источников запаздывающих нейтронов. Период полураспада источников различных групп запаздывающих нейтронов изменяется от 56 до 0,2 с (табл. 2.2). Кинетическая энергия запаздывающих нейтронов находится в интервале 400 – 500 кэВ, что меньше средней энергии мгновенных нейтронов (см. рис. 2.2). Запаздывающие нейтроны позволяют легко управлять реактором путем перемещения поглощающих стержней – органов регулирования (см. пп. 2.8.3).

Таблица 2.2. **Характеристики распада для шести групп источников запаздывающих нейтроиов (при делении быстрыми нейтронами)**

Группа	Период полураспада $T_{1/2}$, с			Постоянная распада λ, $с^{-1}$		
	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu
1	55,72	52,38	54,28	0,0124	0,0132	0,0128
2	22,72	21,58	23,04	0,0305	0,0321	0,0301
3	6,22	5,00	5,60	0,111	0,139	0,124
4	2,30	1,93	2,13	0,301	0,325	0,325
5	0,610	0,49	0,618	1,14	1,41	1,12
6	0,230	0,172	0,257	3,01	4,02	2,69

Средняя кинетическая энергия запаздывающих нейтронов и характеристики распада осколков приблизительно одинаковы для большинства важнейших топливных нуклидов, т. е. ^{232}Th, ^{233}U, ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, и практически они не зависят от энергии нейтрона, вызывающего деление. Напротив, доля запаздывающих нейтронов на деление неодинакова для различных нуклидов (табл. 2.3) и зависит от энергии нейтрона, вызывающего деление.

Таблица 2.3. **Доля запаздывающих нейтронов для различных нуклидов, %**

Деление	^{232}Th	^{233}U	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{240}Pu
Тепловыми нейтронами	0	0,266	0,641	0	0,204	0
Быстрыми нейтронами	2,03	0,267	0,65	1,48	0,212	0,266

2.1.8. Остаточное тепловыделение в реакторе

Постепенный распад продуктов деления приводит к тепловыделению в активной зоне ядерного реактора даже при отсутствии цепной реакции деления (после остановки реактора). Остаточное тепловыделение обусловлено радиоактивным распадом продуктов деления и распадом нестабильных нуклидов ^{239}U, ^{239}Np и высших актинидов. Этот процесс зависит от режима работы реактора до остановки и, следовательно, от выгорания топлива. Рис. 2.3 иллюстрирует соотношение между мощностью твэлов активной зоны PWR после остановки $P(t)$ и во время работы реактора P_0. Мощность остаточного тепловыделения $P(t)$ сильно уменьшается в зависимости от времени после остановки реактора. Сразу после остановки она составляет около 10% P_0, через 10 с – 7%, через час – 1,5%, через месяц – около 0,15%, а через год – 0,03%.

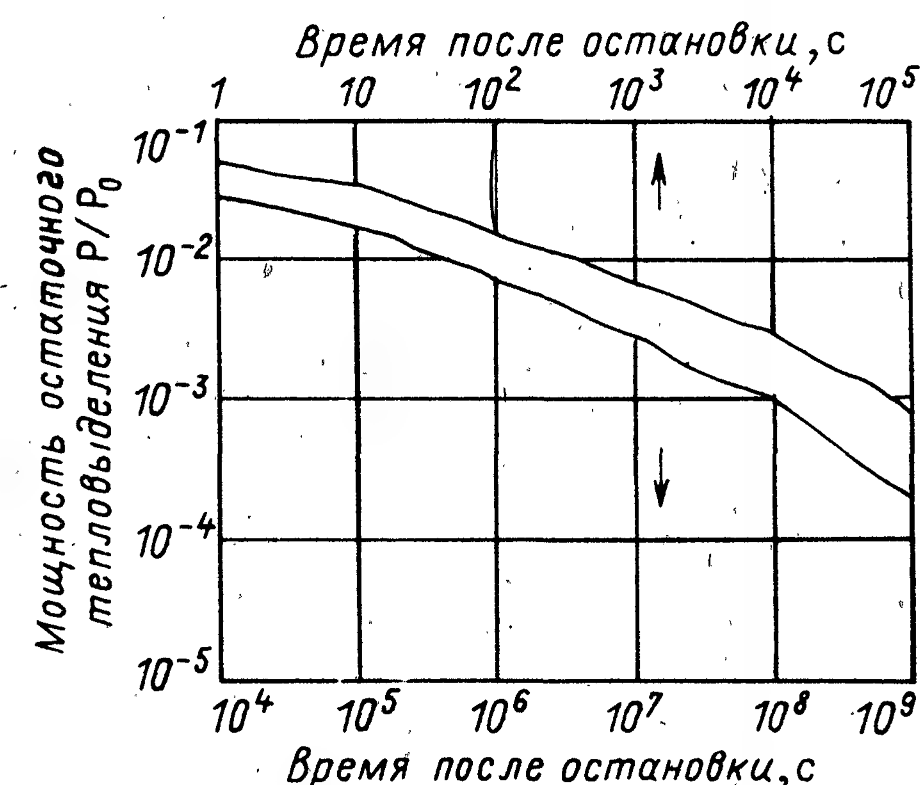


Рис. 2.3. Остаточное тепловыделение в PWR в зависимости от времени после остановки реактора с начальным обогащением урана 3,2% и выгоранием 32 ГВт · сут/т (KfK)

2.2. ПОТОК НЕЙТРОНОВ И СКОРОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

Нейтроны, возникающие при делении ядер, имеют определенную скорость (кинетическую энергию) и направление полета. За время своего существования они могут упруго или неупруго рассеяться на атомных ядрах или поглотиться ими. В некоторых случаях нейтроны могут вызывать деление ядер, что может привести к их размножению и возникновению цепной реакции деления. Количество ядерных реакций в 1 $см^3$ активной зоны реактора в точке с радиус-вектором $\vec{r}$ вычисляется в соответствии со следующими предположениями. Пусть $n(\vec{r}, \nu, \vec{\Omega})$ – количество нейтронов в точке $\vec{r}$ со скоростью ν и направлением полета $\vec{\Omega}$. В элементе объема dV они могут провзаимодействовать с NdV атомными ядрами (где N – число ядер вещества в 1 $см^3$ объема реактора). Количество реакций в секунду в 1 $см^3$ между нейтронами и ядрами пропорционально $\nu n(\vec{r}, V\Omega)$ и NdV. Коэффициент пропорциональности $\sigma(\nu)$ постоянен для каждого типа реакции и называется микроскопическим сечением взаимодействия для определенной реакции. Сечение взаимодействия имеет размерность площади. Раньше его измеряли в барнах; 1 барн = $= 10^{-24}$ $см^2$. Сечение взаимодействия зависит от энергии нейтрона, типа реакции и различно для разных ядер. Для реакций рассеяния оно также зависит от угла рассеяния нейтрона, а, за исключением особых случаев, не от $\vec{\Omega}$.

Интегрирование по всем направлениям полета нейтронов позволяет получить количество ядерных реакций для нейтронов, имеющих скорость ν. Тогда скорость реакции в 1 $см^3$ объема реактора в точке с радиус-вектором $\vec{r}$ будет выражаться таким образом:

$$R(\vec{r}, \nu) = \sigma(\nu)N(\vec{r})\nu n(\vec{r}, \nu) = \Sigma(\vec{r}, \nu)\Phi(\vec{r}, \nu), \qquad (2.2)$$

где $N\vec{r}$ – в $см^{-3}$; $\sigma(\nu)$ – в $см^2$.

Величина

$$\Sigma(\vec{r}, \nu) = N(\vec{r})\ [см^{-3}]\sigma(\nu)\ [см^2] \qquad (2.3)$$

называется макроскопическим сечением взаимодействия и выражается в $см^{-1}$. Величину

$$\Phi(\vec{r}, \nu) = \nu n(\vec{r}, \nu) \qquad (2.4)$$

обычно называют потоком нейтронов или, более точно, плотностью потока нейтронов и выражают в Н/($см^2$ · с). В большинстве случаев микроскопическое сече-

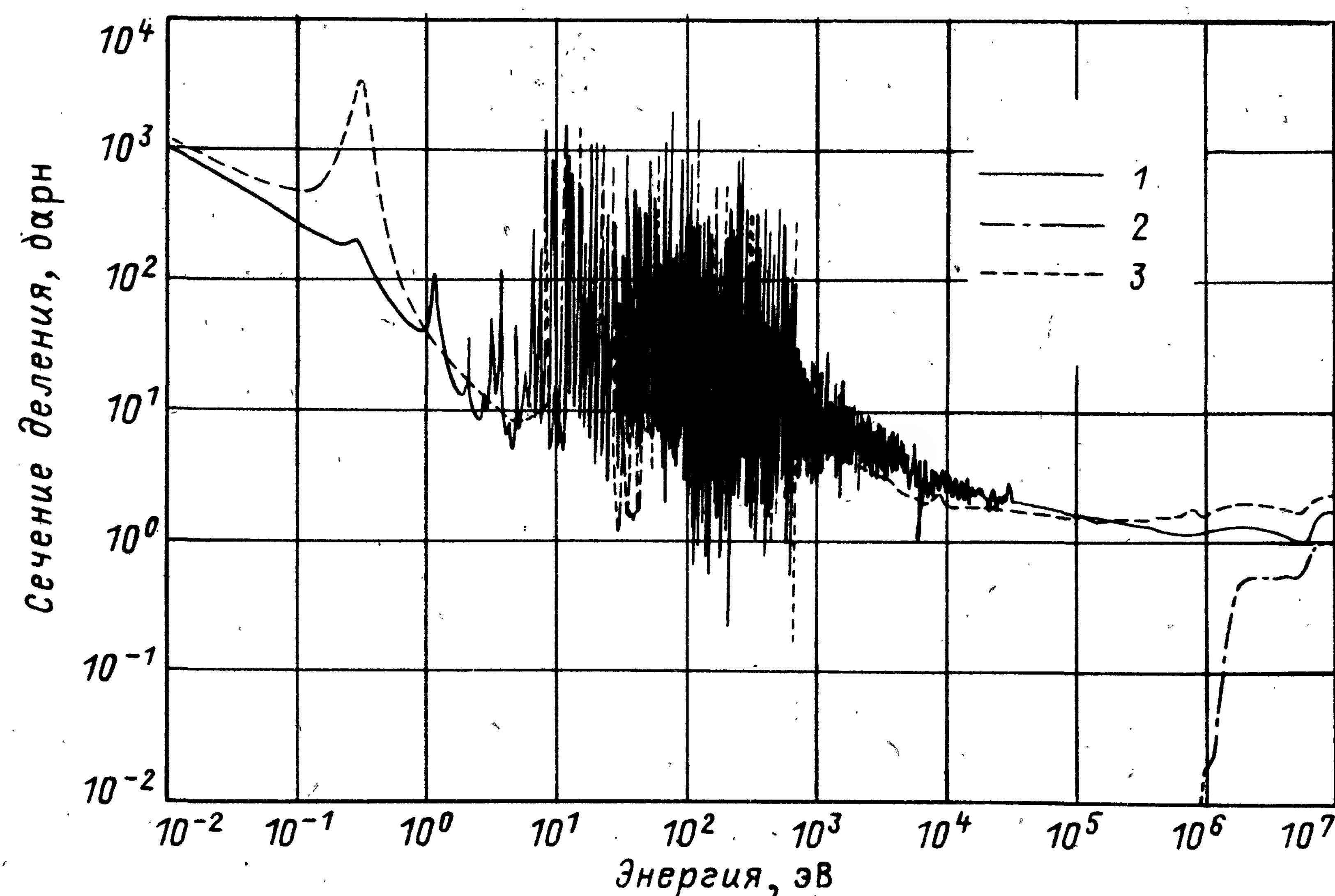


Рис. 2.4. Сечение деления нуклидов ^{235}U (*1*), ^{238}U (*2*) и ^{239}Pu (*3*) в зависимости от энергии нейтронов (KfK)

ние $\sigma(v)$ уменьшается при увеличении скорости нейтрона. Исключением из этого правила являются резонансные и пороговые реакции. В качестве примера на рис. 2.4 показаны сечения деления ядер ^{235}U, ^{238}U и ^{239}Pu в зависимости от энергии нейтрона.

2.3. ПРОСТРАНСТВЕННОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА

Количество нейтронов с определенной скоростью или энергией и направлением полета зависит от координат и времени и может быть найдено путем решения интегродифференциального уравнения с граничными условиями. Это транспортное уравнение Больцмана является по существу балансным уравнением, учитывающим образование и убыль нейтронов в реакциях рассеяния, деления, захвата, а также пространственную миграцию нейтронов. В большинстве практических случаев миграцию нейтронов можно описать уравнением диффузии, которое является приближением транспортного уравнения Больцмана. Уравнение диффузии нейтронов представляет собой совокупность *G* дифференциальных уравнений в частных производных для *G* групп нейтронов. Однако оно неприменимо около локальных источников нейтронов, внешних границ, на границах зон с различными ядерными свойствами и вблизи сильных поглотителей нейтронов. В этих случаях нужно применять транспортное уравнение Больцмана. На рис. 2.5 показаны спектры нейтронов в LWR, быстром реакторе (FBR) и в промежуточном реакторе[1].

Пространственное распределение потока нейтронов для каждой группы $\Phi_g(\vec{r})$ обычно получают с использованием численных методов расчета на ЭВМ. На рис. 2.6 показано пространственное распределение потока тепловых нейтронов $\Phi_{th}(\vec{r})$ в активной зоне с частично погруженными органами регулирования. Вблизи органов регулирования поток нейтронов уменьшается, а на границе зоны стремится к нулю.

[1] Реактор, в котором ядерные реакции осуществляются нейтронами, имеющими промежуточную энергию между тепловыми и быстрыми нейтронами. *(Примеч. ред.)*

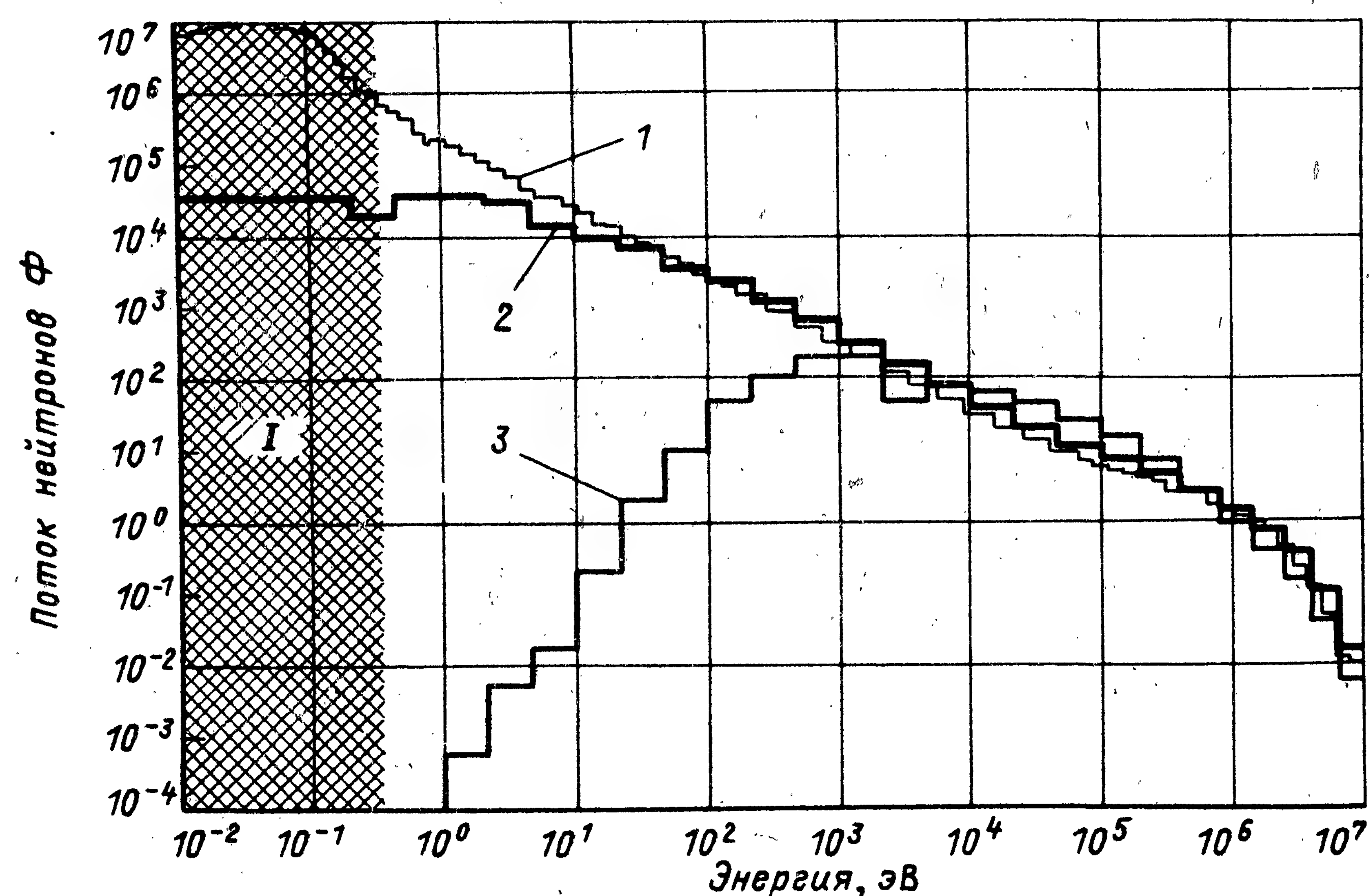
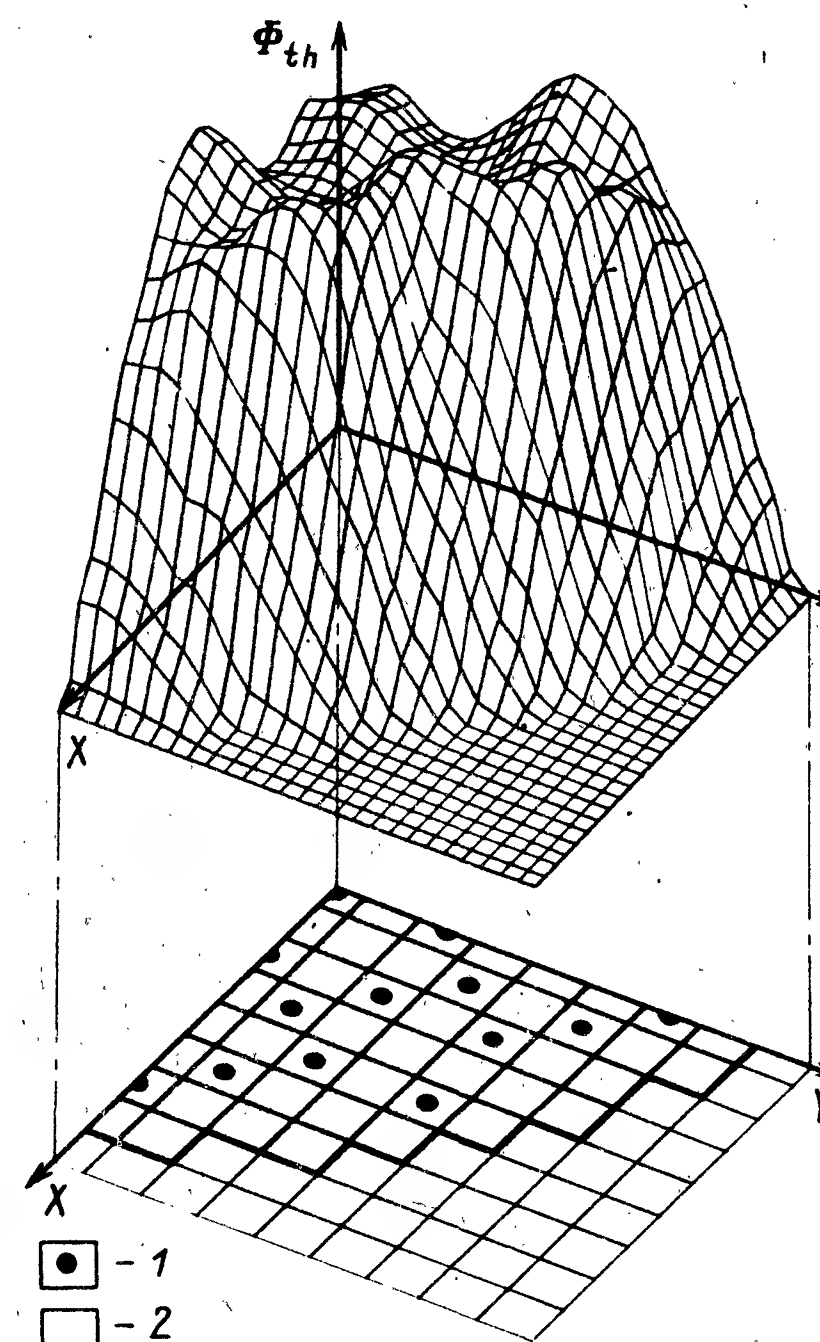


Рис. 2.5. Зависимость потока нейтронов Φ от их энергии в активной зоне LWR, FBR и реактора с промежуточным спектром нейтронов (KfK):

1 – тепловой реактор (LWR), $G = 69$ групп; *2* – промежуточный реактор, $G = 26$ групп; *3* – быстрый реактор (FBR), $G = 26$ групп; *I* – область тепловых энергий

Рис. 2.6. Пространственное распределение потока тепловых нейтронов $\Phi_{th}(\vec{r})$ в активной зоне PWR с частично погруженными органами регулирования:

1 – элементарная ячейка активной зоны с органами регулирования; *2* – ячейка с ТВС



Отношение количества нейтронов, поглотившихся в реакторе или вылетевших из него, к количеству вновь образующихся в реакторе нейтронов, характеризуется так называемым критическим параметром или эффективным коэффициентом размножения нейтронов $k_{эф}$. При $k_{эф} = 1$ реактор находится в критическом состоянии и может работать в стационарных условиях. В этом случае среднестатистическое количество нейтронов, появляющихся в следующих поколениях, не меняется во времени.

Если $k_{эф} < 1$, то реактор является подкритическим. При $k_{эф} > 1$ в каждом новом поколении образуется больше нейтронов, чем в предыдущем, т. е. количество нейтронов постоянно увеличивается. Однако в последнем случае нужно учитывать, что скорость размножения нейтронов при нормальных условиях работы и, следовательно, увеличение количества нейтронов определяются с учетом влияния запаздывающих нейтронов. Это позволяет надежно осуществлять управление реактором (более подробно см. пп. 2.8.3).

Значение $k_{эф}$ можно рассчитать, зная исходные данные для активной зоны, влияющие на баланс нейтронов в реакторе, а именно: геометрические размеры твэлов и элементов конструкций активной зоны; объемные доли и тип теплоносителя и замедлителя, конструкционных материалов активной зоны и их геометрию; обогащение топлива, т. е. содержание нуклидов ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu, ^{240}Pu и др. или ^{232}Th, ^{233}U, ^{234}U и др.

При расчете реактора обычно сначала выбирают вид теплоносителя и замедлителя, конструкционные материалы и вид топлива с соответствующим делящимся нуклидом ^{235}U, ^{233}U или ^{239}Pu. Вид теплоносителя и замедлителя, их параметры, а также свойства топлива определяют максимально возможное тепловыделение в единице объема активной зоны реактора. При заданном диаметре твэла однозначно определяется его максимально допустимая линейная мощность. Задав мощность реактора, например 3000 МВт (тепл.), можно вычислить требуемый объем активной зоны (радиус и высоту) или необходимое количество твэлов определенной длины. Термодинамические условия определяют массовый расход теплоносителя через реактор и его температуру на входе в реактор и на выходе из него (см. гл. 4, 5). Следующим шагом после определения этих параметров является вычисление необходимого обогащения топлива. Его можно получить для заданной конфигурации реактора, решив стационарное многогрупповое уравнение диффузии для наименьшего собственного значения $1/k_{эф}$. Чтобы обеспечить возможность эксплуатации реактора на протяжении всей кампании топлива, обогащение топлива определяют при $k_{эф}$ немного большим единицы. Зная обогащение и полную топливную загрузку активной зоны, можно получить общее количество делящихся ядер в реакторе.

В реакторе, где деление вызывается в основном тепловыми нейтронами (тепловой реактор), нужно учитывать микроструктуру потока нейтронов в топливе и окружающем его теплоносителе. Для этого активную зону делят на повторяющиеся элементарные микроячейки – ячейки Вигнера–Зейтца (рис. 2.7). В этом случае поток нейтронов в реакторе определяется как суперпозиция микрораспределения в ячейке и макрораспределения во всей активной зоне реактора. Микрораспределение получают путем решения многогруппового уравнения диффузии для элементарной ячейки, состоящей из топливного стержня (твэла), конструкционных материалов и замедлителя. Для более точных расчетов применяют транспортное уравнение Больцмана. Чтобы упростить граничные условия для ячейки, предполагают, что каждая ячейка является частью бесконечной периодической системы ячеек (рис. 2.7). В двухгрупповом приближении принимается, что быстрые нейтроны рождаются в топливном стержне, из которого они вылетают в окружающий замедлитель. Там энергия большинства нейтронов снижается до тепловой энергии, благодаря чему уменьшается вероятность нежелательного захвата надтепловых нейтронов в ^{238}U. В противном случае этот так называемый резонансный захват вызовет уменьшение эффективного коэффициента размножения нейтронов. Из замедлителя тепловые нейтроны возвращаются в топливо, где они поглощаются и вызывают новое деление ядер. Эти рассуждения объясняют распределения, приведенные на рис. 2.7, где поток быстрых нейтронов наибольший в топливе, а максимум потока тепловых нейтронов – в замедлителе. В хорошо термализованном реакторе, т. е. таком, где подавляющее число нейтронов поглощается при тепловой энергии, поведение нейтрона с момента его рождения (быстрый нейтрон) до исчезновения вследствие поглощения или утечки из реактора можно описать так называемой формулой четырех сомножителей для $k_{эф}$. Это позволяет, зная распределение потока нейтронов в ячейке, определить усредненные константы ячейки. Такие константы необходимы при вычислении макрораспределения потока нейтронов в реакторе.

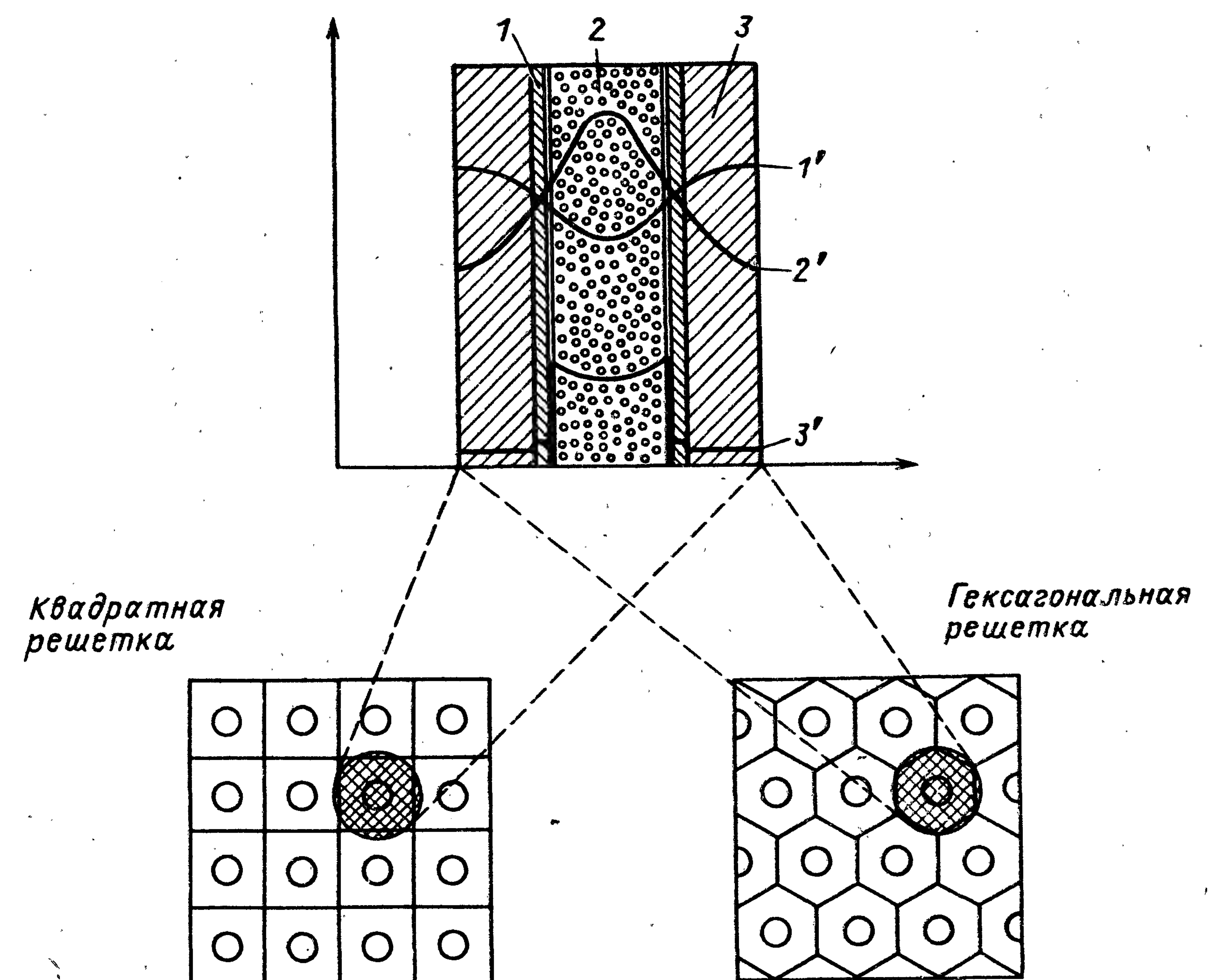


Рис. 2.7. Элементарные ячейки активной зоны теплового реактора (ячейки Вигнера–Зейтца):

1 – оболочка твэла; *2* – топливо; *3* – замедлитель и теплоноситель; *1'* – распределение потока тепловых нейтронов; *2'* – распределение потока быстрых нейтронов; *3'* – распределение энерговыделения

Распределение мощности в активной зоне реактора, Вт · см$^{-3}$, определяется скоростью реакции деления:

$$P(\vec{r}) = 3{,}11 \cdot 10^{-11} \sum_{g=1}^{G} \Sigma_f(\vec{r})_g \Phi_g(\vec{r}), \qquad (2.5)$$

где $\Sigma_f(\vec{r})_g$ – макроскопическое сечение деления; $\Phi_g(\vec{r})$ – поток нейтронов группы g в точке с радиус-вектором r.

Топливо активной зоны теплового реактора, такого, как PWR, обычно имеет обогащение по ^{235}U около 3%. Так как сечение деления в тепловой области (0,025 эВ) довольно велико (около 580 барн) (см. рис. 2.4), соответствующий средний поток тепловых нейтронов составляет приблизительно $3 \cdot 10^{13}$ см$^{-2}$ · с$^{-1}$ и мощность единицы объема активной зоны – энергонапряженность – достигает 100 кВт/л. Для быстрых реакторов, в которых средняя энергия нейтронов близка к 100 кэВ, обогащение топлива составляет 15 – 25%. Поскольку сечение деления при такой энергии нейтронов мало (примерно 1,8 барн) (см. рис. 2.4), то для достижения характерной для быстрых реакторов средней энергонапряженности примерно 300 кВт/л требуется значительно больший средний поток нейтронов – $3 \cdot 10^{15}$ см$^{-2}$ · с$^{-1}$.

При практических расчетах активной зоны реактора нахождение спектра нейтронов, пространственных распределений потока нейтронов и распределения мощности, а также $k_{эф}$ и других характеристик активной зоны основывается на дву- и трехмерных численных методах расчета с использованием ЭВМ. В особых случаях чис-

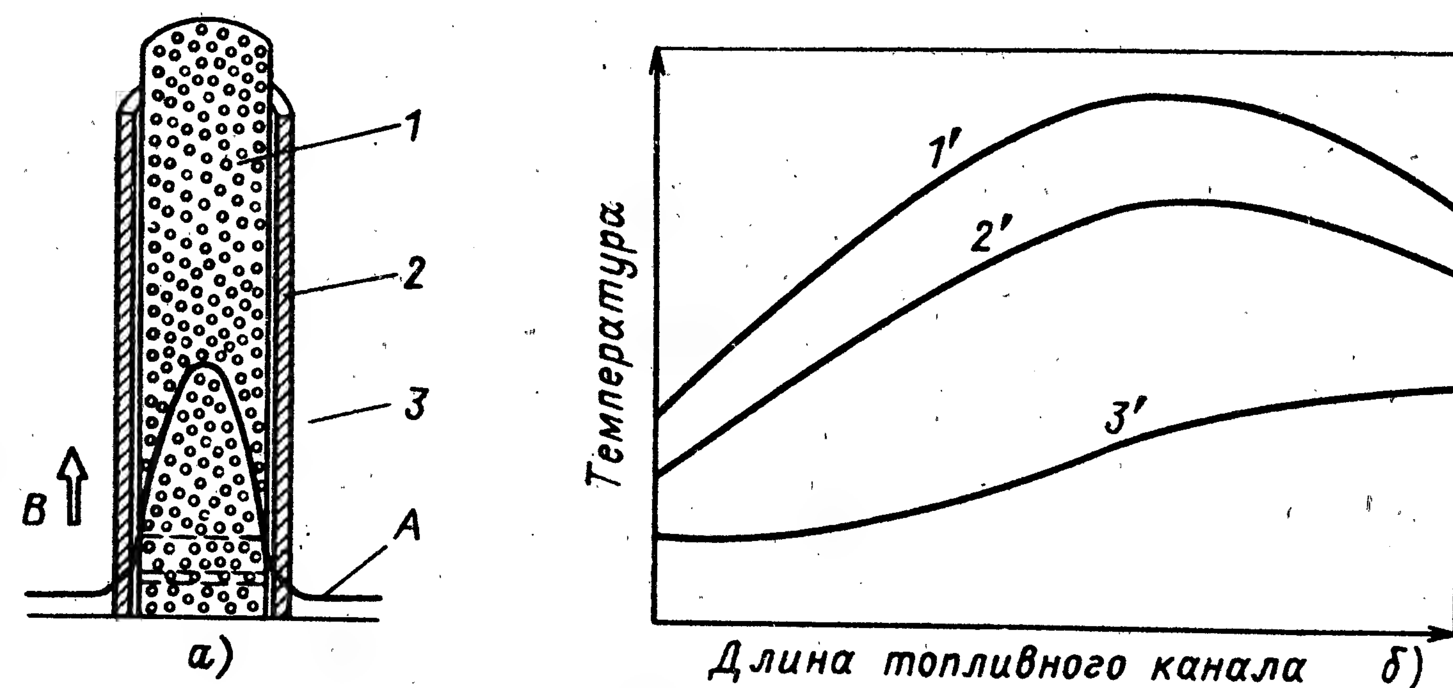


Рис. 2.8. Распределение температур по радиусу (*а*) и длине (*б*) твэла и топливного канала:

1 – топливо; *2* – оболочка твэла; *3* – теплоноситель; *А* – кривая распределения температуры по радиусу; *В* – направление потока теплоносителя; *1'* – топливо; *2'* – оболочка твэла; *3'* – теплоноситель

ленно решается одно- и двумерное транспортное уравнение или проводятся трехмерные расчеты методом Монте-Карло. Число энергетических групп, на которые при расчете разбивают все нейтроны, зависит от конкретной задачи. Часто вместо энергии нейтрона E используют другую величину – летаргию $u = \ln(E/E_0)$, где E_0 – максимальное значение энергии нейтронов деления. Такая логарифмическая шкала изменения энергии нейтронов удобна тем, что среднелогарифмическое значение потери энергии при одном столкновении нейтрона с ядром постоянно и не зависит от времени. В быстром реакторе рассматривают 20 – 30 энергетических групп нейтронов. Часто их число сокращают до 6 – 12. Для определения тонкой структуры спектра нейтронов необходимо разбиение нейтронов на сотни или даже тысячи групп. В тепловых реакторах, таких, как LWR, число групп может быть уменьшено до двух или четырех. В быстрых реакторах микроструктура потока нейтронов в ячейке проявляется слабее, чем в тепловом реакторе. В большинстве случаев поток нейтронов может быть получен с учетом гетерогенных поправок к групповым константам.

Как видно из рис. 2.7, тепловыделение в оболочках твэлов, замедлителе и теплоносителе мало. В основном оно обусловлено неупругим рассеянием нейтронов и поглощением γ-излучения. На рис. 2.8 показано распределение температуры по радиусу твэла, а также изменение температуры теплоносителя, топлива и его оболочки по высоте реактора в направлении движения теплоносителя. В процессе нормальной работы реактора температура топлива не должна достигать температуры плавления, а температура оболочки не должна превышать определенного значения, зависящего от материала оболочки (см. гл. 4, 5).

2.4. ВЫГОРАНИЕ ТОПЛИВА И ОБРАЗОВАНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ И АКТИНИДОВ

Деление ядер и образование продуктов деления, реакции захвата нейтрона и радиоактивный α- и β-распад приводят к изменению нуклидного состава топлива в процессе работы реактора. Изменение концентрации i-го нуклида $N^i(\vec{r}, t)$ в объеме реактора можно записать в виде балансного соотношения между скоростью образования $R_p^i(\vec{r}, t)$ и скоростью исчезновения $R_l^i(\vec{r}, t)$ каждого нуклида, в котором учитываются все нейтронные реакции и процессы радиоактивного распада. Из балансного соотношения для каждого нуклида получают дифференциальное уравнение в простых производных. Интегрируя его по определенному интервалу времени, получают концентрацию i-го нуклида в точке с радиус-вектором $\vec{r}$ в момент времени t.

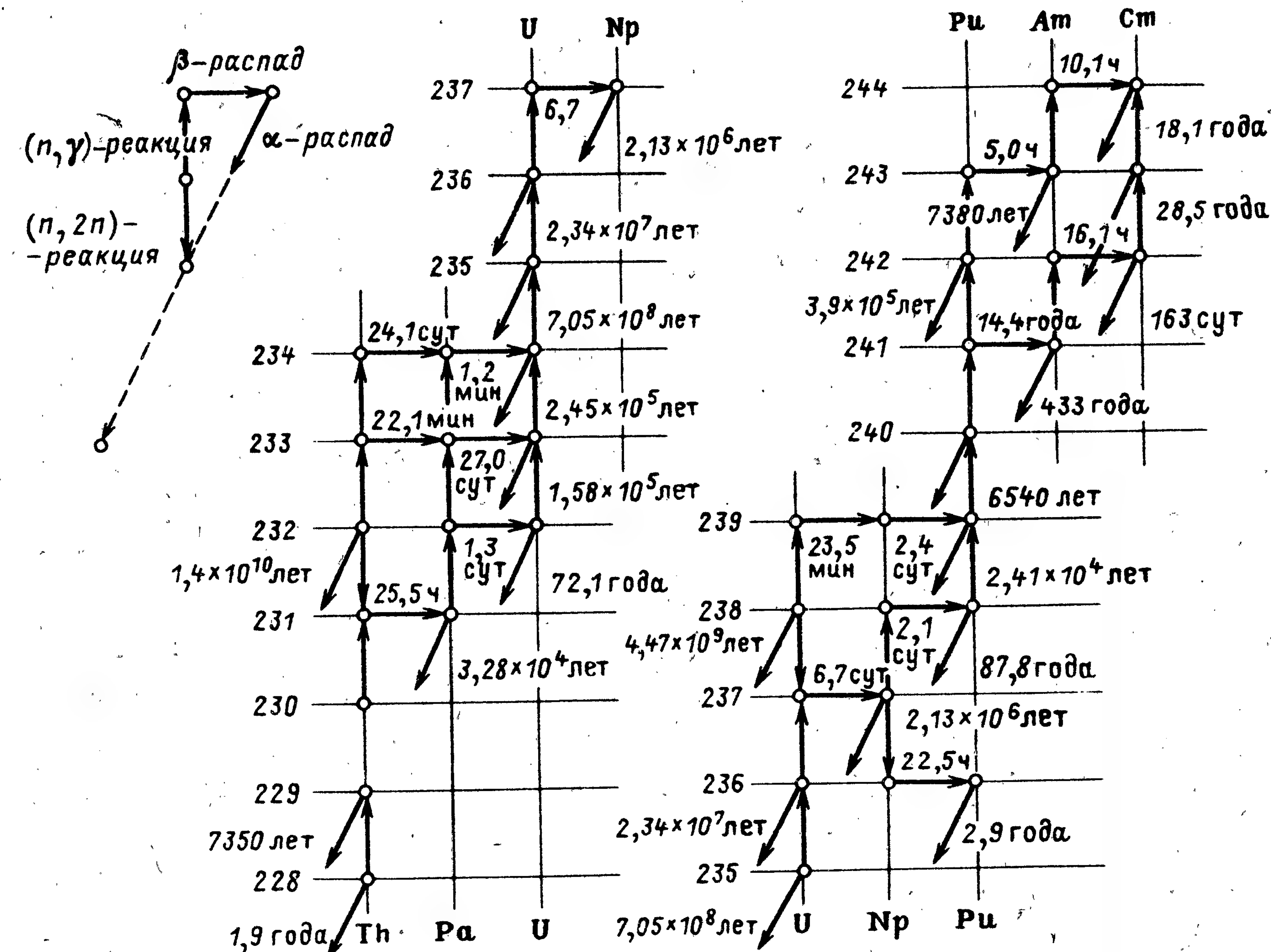


Рис. 2.9. Цепочки актинидов в U–Pu и Th–U ядерных топливных циклах (KfK):
а – Th–U-цикл; *б* – U–Pu-цикл

Схема образования и распада различных нуклидов и высших актинидов, характерных для уран-плутониевого и торий-уранового топливных циклов, показана на рис. 2.9. Захват нейтрона каким-либо нуклидом увеличивает его массу на 1 (вертикальная стрелка). Не изменяющий массы радиоактивный β^--распад увеличивает на 1 атомный номер (число протонов) (горизонтальная стрелка). Радиоактивный α-распад приводит к уменьшению массы ядра на 4 и атомного номера на 2.

В ядерных реакторах с $^{235}U/^{238}U$-топливной композицией нуклиды урана, нептуния, плутония, америция и кюрия образуются на протяжении всего периода его работы. В реакторах, содержащих кроме ^{235}U и ^{238}U еще торий (HTGR, CANDU) в качестве воспроизводящего материала, возможно образование нуклидов тория и протактиния, а также нуклидов, возникающих в соответствующих цепочках радиоактивного распада. В реакторах с $^{232}Th/^{233}U$-циклом почти не образуется нуклидов плутония, америция и кюрия, но гораздо больше накапливается нуклидов урана, тория и протактиния.

В тепловом реакторе весьма заметно влияние таких продуктов деления, как ^{135}Xe и ^{149}Sm, вследствие их большого сечения захвата тепловых нейтронов. Изменение во времени и пространстве концентрации этих нуклидов в процессе работы и во время остановки реактора сильно влияет на критичность реактора, т. е. на $k_{эф}$, и на распределение нейтронов в активной зоне.

На рис. 2.10 показано выгорание ^{235}U, образование ^{236}U и нуклидов плутония, а также ^{243}Am, ^{244}Cm, ^{90}Sr, ^{137}Cs в одной тонне топлива LWR после его работы в течение трех лет. Очевидно, что соотношение концентраций нуклидов плутония (^{239}Pu, ^{240}Pu : ^{241}Pu : ^{242}Pu) также зависит от времени работы и выгорания. При выгорании топлива по ^{235}U до 0,8%, т. е. до 8 кг/т содержание всех нуклидов плутония к концу облучения топлива достигнет почти 0,9%. Делящийся плутоний образуется при захвате нейтрона ядрами ^{238}U или ^{240}Pu. Таким обра-

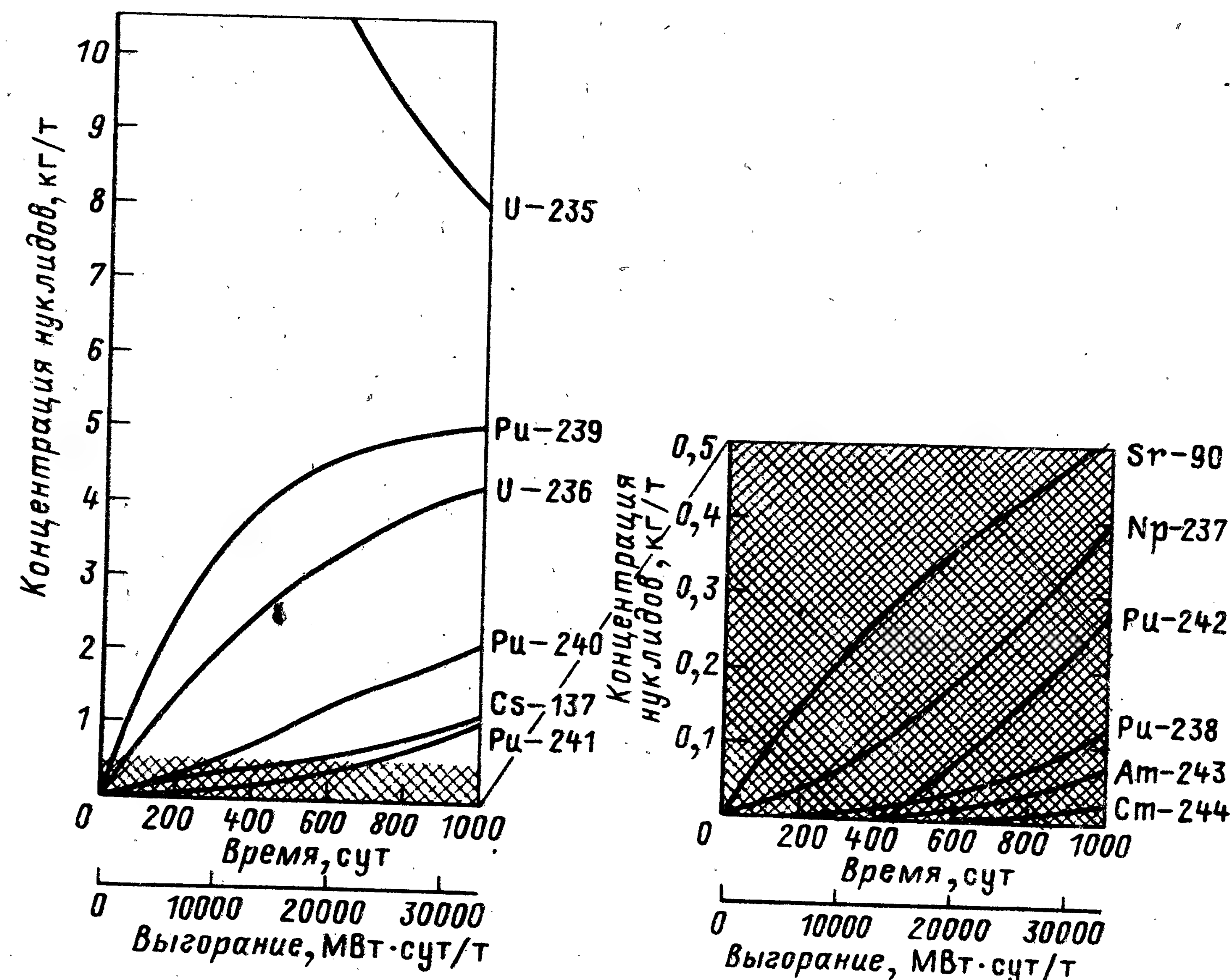


Рис. 2.10. Накопление актинидов и продуктов деления в ядерном топливе LWR после трех лет работы (центр KfK)

зом, образование в реакторе делящихся нуклидов ^{239}Pu и ^{241}Pu может внести большой вклад в реакцию деления и, следовательно, в тепловыделение. Аналогичный процесс происходит при захвате нейтрона ^{232}Th, что приводит к образованию делящегося ^{233}U.

Для определения изменения изотопного состава топлива необходимо решить систему дифференциальных уравнений для всех нуклидов, присутствующих в цепочках распада актинидов и продуктов деления. Это можно сделать, зная начальные концентрации всех нуклидов в любой точке активной зоны реактора. Определив соответствующие усредненные константы и воспользовавшись ЭВМ, можно проследить за изменением концентрации всех нуклидов в зависимости от времени. Так определяется нуклидный состав топлива и его влияние на $k_{эф}$ для различных периодов работы реактора. Выгорание делящихся нуклидов, образование актинидов и поглощающих нейтроны продуктов деления приводит к уменьшению $k_{эф}$ активной зоны реактора.

2.5. КОЭФФИЦИЕНТ КОНВЕРСИИ И КОЭФФИЦИЕНТ ВОСПРОИЗВОДСТВА

Отношение скорости накопления новых делящихся нуклидов (^{233}U, ^{239}Pu, ^{241}Pu), образующихся при захвате нейтрона воспроизводящими нуклидами ^{232}Th, ^{238}U, ^{240}Pu, к скорости выгорания делящихся нуклидов ^{233}U, ^{239}Pu, ^{241}Pu называется коэффициентом конверсии – КК. КК называется коэффициентом воспроизводства (КВ), если он больше 1.

Большинство тепловых реакторов (LWR, CANDU, HTGR) имеют КК = 0,5 – 0,9 и поэтому являются потребителями делящихся материалов. Из-за такого низкого

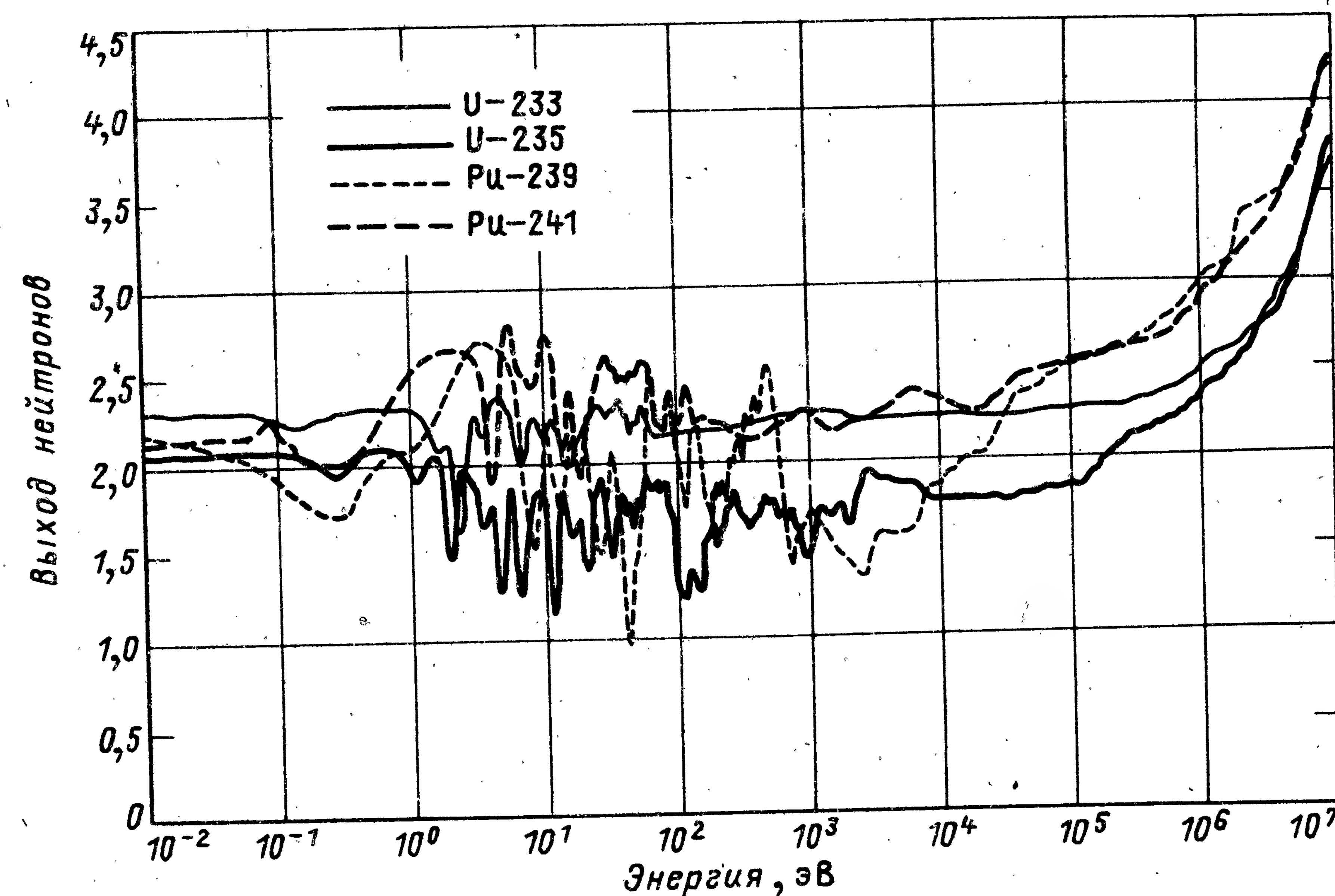


Рис. 2.11. Выход нейтронов на деление для различных делящихся нуклидов в зависимости от энергии нейтронов

значения КК они называются конвертерами. Если КК = 1, то количество делящегося материала в активной зоне в процессе работы реактора не изменяется. КВ около 1; может быть достигнуто в ближайшее время. Коэффициент воспроизводства в интервале 1,15 – 1,30 может быть достигнут только в быстрых размножителях, использующих уран-плутониевое топливо. КК и КВ реактора можно выразить следующим образом:

$$\left.\begin{matrix} \text{КК} \\ \text{КВ} \end{matrix}\right\} = \bar{\eta} - 1 - \bar{a} - \bar{l} + \bar{f}, \qquad (2.6)$$

где $\bar{\eta}$ – выход нейтронов, т. е. число нейтронов, образующихся при поглощении одного нейтрона в топливе, усредненное по всем нуклидам, спектру нейтронов и объему реактора. Значения $\bar{a}$, $\bar{l}$ и $\bar{f}$ усреднены таким же образом, причем $\bar{a}$ – паразитное поглощение нейтронов в конструкционных материалах, теплоносителе и органах регулирования; $\bar{l}$ – утечка нейтронов из активной зоны и зоны воспроизводства реактора; $\bar{f}$ – вклад в деление ^{238}U или ^{240}Pu (деление на быстрых нейтронах) (см. пп. 2.1.4).

Основной вклад в приведенное выше соотношение вносит величина $\bar{\eta}$. На рис. 2.11 приведена зависимость η от энергии нейтронов для нуклидов ^{233}U, ^{235}U, ^{239}Pu, ^{241}Pu. Для нейтронов с энергией больше 100 кэВ значение η максимально для ^{239}Pu, а в области тепловой энергии – для ^{233}U. При использовании в качестве делящегося нуклида ^{235}U значение КК реактора довольно мало. Предполагается, что КК сможет достигнуть предельно возможного в тепловых реакторах значения 0,9 – 1,03 при η = 2,28, если использовать в качестве делящегося материала ^{233}U. Максимальное значение КК имеют реакторы со средней энергией нейтронов в области нескольких сот килоэлектрон-вольт и использующие ^{239}Pu в качестве делящегося нуклида. Это достигается тем, что в активной зоне такого реактора обеспечивают относительно небольшую долю теплоносителя и применяют конструкционные материалы с большими атомными массами и небольшим сечением захвата, что уменьшает вероятность замедления и паразитного поглощения нейтронов. Та-

кие реакторы имеют КВ > 1 и поэтому называются размножителями. Как это будет объяснено в гл. 5, образование нового делящегося материала Pu происходит преимущественно в боковой и торцевых зонах воспроизводства, окружающих активную зону. Из-за наличия в таких реакторах спектра быстрых нейтронов их называют быстрыми реакторами-размножителями (FBR). В FBR с уран-плутониевым оксидным топливом, со сталью в качестве конструкционного материала и натриевым теплоносителем, достигают КВ = 1,15 – 1,30 при среднем значении $\eta \approx$ $\approx 2,4$.

Доля делений на быстрых нейтронах $\tilde{f}$, т. е. вклад воспроизводящих нуклидов в общий процесс деления, для теплового реактора составляет только 0,01 – 0,03. В активной зоне FBR доля делений на быстрых нейтронах может достигать значения 0,10 – 0,15.

2.6. КОЭФФИЦИЕНТ КОНВЕРСИИ И ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОПЛИВА

Чем больше коэффициент конверсии, тем большее количество ядер воспроизводящих нуклидов ^{232}Th или ^{238}U превращается в делящиеся ^{233}U или ^{239}Pu. Некоторое количество полученных таким образом нуклидов можно использовать в реакторе путем их деления. Однако это использование будет полным только в том случае, если вновь образующиеся нуклиды ^{233}U или ^{239}Pu будут выделены при химической переработке после выгрузки топлива из реактора и использованы при изготовлении новых твэлов. При этом необходимо учитывать небольшие потери ^{233}U и ^{239}Pu при переработке топлива и изготовлении твэлов.

В конвертерах (LWR, CANDU, HTGR) твэлы необходимо выгружать после того, как они проработают примерно в течение трех лет и накопят достаточное количество продуктов деления. Продукты деления поглощают нейтроны и уменьшают критичность реактора. Выгрузка топлива после трехлетней эксплуатации необходима также из-за опасности радиационного разрушения и накопления газообразных продуктов деления в твэлах, что особенно характерно для FBR. Накопление газообразных продуктов деления приводит к значительному увеличению давления в твэлах и может вызвать повреждение оболочки. Эффективность использования топлива определяется той его долей, которая непосредственно преобразуется в теплоту при прохождении всего топливного цикла один или несколько раз, с учетом неизбежных потерь при переработке топлива и изготовлении твэлов.

Эффективность использования топлива зависит от обогащения урана и содержания ^{235}U в отвале обогатительного завода, а также от нейтронно-физических характеристик активной зоны, которые определяют значение коэффициентов конверсии или воспроизводства. Эти факторы определяются расчетными параметрами активной зоны (доли и типа теплоносителя, конструкционных материалов, поглотителей нейтронов), применяемыми делящимися ^{233}U, ^{235}U, ^{239}Pu и воспроизводящими (^{238}U, ^{232}Th) материалами и спектром нейтронов в реакторе (тепловой или быстрый).

Если реактор работает в замкнутом топливном цикле, то использование топлива также зависит от выгорания выгружаемого из активной зоны топлива, которое определяет скорость переработки и изготовления новых твэлов, и от потерь топлива при его переработке и изготовлении твэлов.

Эффективность использования топлива можно определить, проанализировав перечисленные функциональные соотношения и записав балансное соотношение для доли топлива, которая может быть использована (превращена в энергию) в каждом цикле работы реактора. В результате можно получить график зависимости эффективности использования топлива от значения КК или КВ для различных типов реакторов, приведенный на рис. 2.12. Реакторы, работающие в открытом топливном цикле, такие, как современные LWR, имеют коэффициент конверсии около 0,6, и использование топлива в них составляет всего 0,6%. В реакторах CANDU и AGR КК = 0,68 и соответственно несколько лучшее использование топлива.

Реакторы, работающие в замкнутом цикле и имеющие оптимальные нейтронно-физические свойства активной зоны, могут иметь коэффициент конверсии 0,9

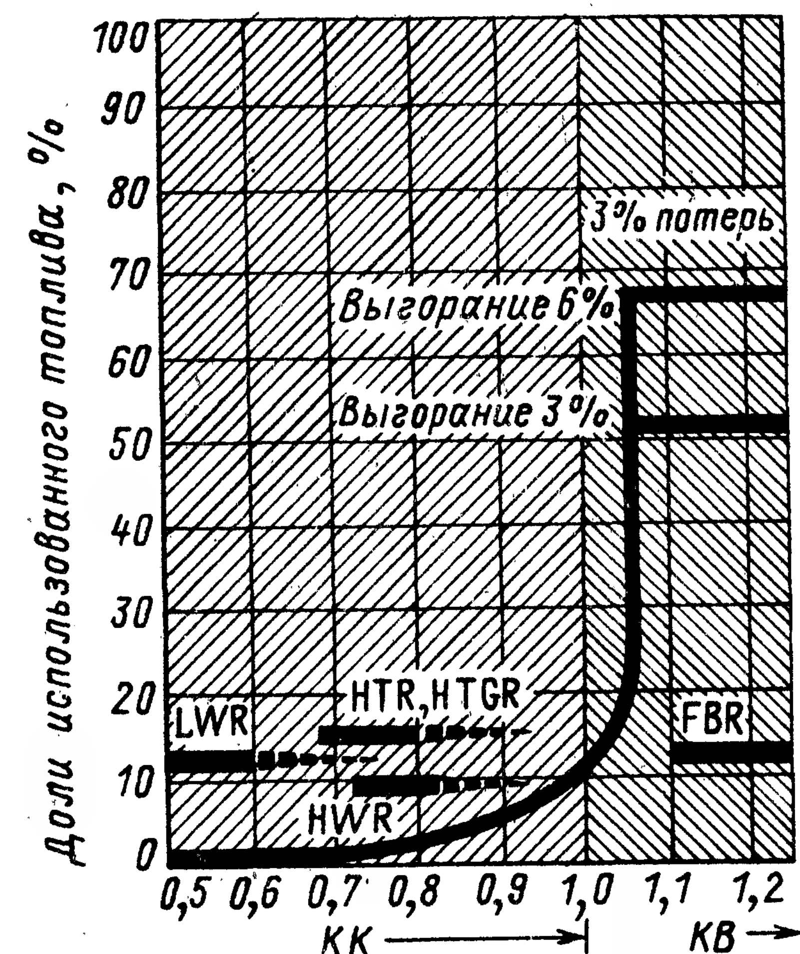


Рис. 2.12. Эффективность использования урана или тория в зависимости от КК или КВ

или даже около 1,0. В этом случае эффективность использования топлива может достигнуть нескольких процентов (например, для улучшенных реакторов CANDU, HTGR). Эффективность использования топлива значительно возрастает при КВ = 1,0 – 1,05 и при определенном значении этого показателя становится наибольшей. При таком значении КВ эффективность использования топлива можно повысить только за счет уменьшения потерь в топливном цикле. Вблизи предельного значения КВ незначительные различия конструктивных и эксплуатационных характеристик активной зоны и топливного цикла (переработка и повторное изготовление топлива) несущественно влияют на эффективность использования топлива.

Для быстрых реакторов, использующих U/Pu-топливо, не существует предельного значения КВ. Для них использование топлива зависит только от среднего выгорания топлива и от потерь в топливном цикле. В быстрых реакторах с КВ $\geqslant 1,1$ эффективность использования топлива достигает 60% и более. Это примерно в 100 раз выше того уровня, который достигнут сейчас в LWR, работающих с открытым топливным циклом.

Высокая эффективность использования топлива в быстрых реакторах является основной причиной небольшой потребности FBR в топливе. Быстрые реакторы начинают работать на U/Pu-топливе, а в дальнейшем нуждаются в небольшом количестве ^{238}U или обедненного (отвального) урана.

Повышение значения КК и эффективности использования топлива в реакторах-конвертерах обсуждается в гл. 6.

2.7. ИСТОЧНИКИ АКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ

Как было отмечено в § 2.1, 2.4, процесс деления ядер и захват нейтронов в топливе, теплоносителе и конструкционных материалах приводит к образованию не только продуктов деления, но и высших актинидов. Единицы активности беккерель (Бк) и кюри (Ки) характеризуют только скорость (интенсивность) распада, а не вид радиоактивного распада (β^-, γ, α). Энергия и проникающая способность излучения различны для разных продуктов распада.

Количество продуктов деления и актинидов, а также активность конструкционных материалов и теплоносителя зависят от времени и интенсивности облучения нейтронами. Кроме того, они зависят от загрузки активной зоны (свежее или выгоревшее топливо), вида и чистоты материалов твэлов, конструкций и теплоносителя. В табл. 2.4 представлены образующиеся продукты деления и актиниды в PWR, которые характеризуются наибольшей удельной активностью. Данные приведены на тонну тяжелого металла топлива с выгоранием 33 ГВт · сут. Только одна треть всей топливной загрузки PWR достигает такого максимального выгорания к концу каждого цикла облучения, равного одному году. Режим перегрузок PWR предполагает, что в течение одного года одна треть топлива изменяет свое выгорание от 0 до 11, другая – от 11 до 22 и третья от 22 до 33 ГВт · сут/т. В конце каждого цикла только одна треть топлива, достигшая максимального выгорания, заменяется свежими твэлами. Таким образом, перед выгрузкой из реактора топливо имеет наибольшую активность. Загрузка PWR составляет примерно 80 т топлива на 1 ГВт (эл.). В конце цикла облучения его активность составляет $3,7 \cdot 10^{20}$ Бк, и

основными ее источниками являются продукты деления. Основная масса продуктов деления распадается довольно быстро, в то время как актиниды – чрезвычайно долгоживущие нуклиды. Зависимость от времени активности продуктов распада и актинидов играет главную роль в осуществлении топливного цикла. В процессе переработки топлива продукты деления и актиниды химически выделяются из топлива и направляются в специальные хранилища для радиоактивных отходов. Некоторые из продуктов деления, такие, как тритий и особенно криптон и ксенон, выделяются в газообразном виде; сильно летучими являются йод и цезий. Все другие продукты деления и актиниды относятся к твердым элементам (см. гл. 7).

Таблица 2.4. **Активность актинидов и других материалов PWR (с начальным обогащением 3,2% и выгоранием 33 (МВт · сут)/кг (Центр ядерных исследований в Карлсруэ), Бк/т*[1]**

Радионуклид	Период полураспада, годы	В момент остановки	Через 1 год	Через 3 года	Через 5 лет	Через 7 лет
		Продукты деления				
^{3}H	12,4	$1,84 \cdot 10^{13}$	$1,74 \cdot 10^{13}$	$1,56 \cdot 10^{13}$	$1,39 \cdot 10^{13}$	$1,24 \cdot 10^{13}$
^{85}Kr	10,7	$5,49 \cdot 10^{14}$	$3,26 \cdot 10^{14}$	$2,87 \cdot 10^{14}$	$2,52 \cdot 10^{14}$	$2,21 \cdot 10^{14}$
^{90}Sr	29,1	$2,76 \cdot 10^{15}$	$2,70 \cdot 10^{15}$	$2,56 \cdot 10^{15}$	$2,45 \cdot 10^{15}$	$2,34 \cdot 10^{15}$
^{90}Y	64,0*[2]	$2,91 \cdot 10^{15}$	$2,70 \cdot 10^{15}$	$2,56 \cdot 10^{15}$	$2,45 \cdot 10^{15}$	$2,34 \cdot 10^{15}$
^{95}Zr	64,0*[3]	$5,44 \cdot 10^{16}$	$1,04 \cdot 10^{15}$	$3,81 \cdot 10^{11}$	$1,39 \cdot 10^{8}$	$5,11 \cdot 10^{4}$
^{95}Nb	35,2*[3]	$5,40 \cdot 10^{16}$	$2,34 \cdot 10^{15}$	$8,44 \cdot 10^{11}$	$3,09 \cdot 10^{8}$	$1,13 \cdot 10^{5}$
^{106}Ru	368,2*[3]	$1,85 \cdot 10^{16}$	$9,29 \cdot 10^{15}$	$2,35 \cdot 10^{15}$	$5,96 \cdot 10^{14}$	$1,50 \cdot 10^{14}$
^{106}Rh	29,9*[4]	$2,02 \cdot 10^{16}$	$9,29 \cdot 10^{15}$	$2,35 \cdot 10^{15}$	$5,96 \cdot 10^{14}$	$1,50 \cdot 10^{14}$
^{134}Cs	2,1	$5,81 \cdot 10^{15}$	$4,14 \cdot 10^{15}$	$2,11 \cdot 10^{15}$	$1,08 \cdot 10^{15}$	$5,5 \cdot 10^{14}$
^{137}Cs	30,0	$3,96 \cdot 10^{15}$	$3,85 \cdot 10^{15}$	$3,68 \cdot 10^{15}$	$3,51 \cdot 10^{15}$	$3,35 \cdot 10^{15}$
^{137}Ba	2,6 мин*[5]	$3,74 \cdot 10^{15}$	$3,64 \cdot 10^{15}$	$3,45 \cdot 10^{15}$	$3,32 \cdot 10^{15}$	$3,17 \cdot 10^{15}$
^{144}Ce	284,3 сут	$4,07 \cdot 10^{16}$	$1,67 \cdot 10^{16}$	$2,81 \cdot 10^{15}$	$4,74 \cdot 10^{14}$	$7,96 \cdot 10^{13}$
^{144}Pr	17,3*[5]	$4,11 \cdot 10^{16}$	$1,67 \cdot 10^{16}$	$2,81 \cdot 10^{15}$	$4,74 \cdot 10^{14}$	$7,96 \cdot 10^{13}$
^{147}Pm	2,6	$5,66 \cdot 10^{15}$	$4,55 \cdot 10^{15}$	$2,69 \cdot 10^{15}$	$1,58 \cdot 10^{15}$	$9,32 \cdot 10^{14}$
^{154}Eu	8,6	$4,55 \cdot 10^{14}$	$4,18 \cdot 10^{14}$	$3,57 \cdot 10^{14}$	$3,03 \cdot 10^{14}$	$2,58 \cdot 10^{14}$
		Продукты активации				
^{54}Mn	312,5*[3]	$2,64 \cdot 10^{14}$	$1,17 \cdot 10^{14}$	$2,32 \cdot 10^{13}$	$4,59 \cdot 10^{12}$	$9,10 \cdot 10^{11}$
^{55}Fe	2,6	$2,30 \cdot 10^{15}$	$1,76 \cdot 10^{15}$	$1,03 \cdot 10^{15}$	$6,07 \cdot 10^{14}$	$3,56 \cdot 10^{14}$
^{60}Co	5,3	$7,59 \cdot 10^{14}$	$6,66 \cdot 10^{14}$	$5,11 \cdot 10^{14}$	$3,92 \cdot 10^{14}$	$3,02 \cdot 10^{14}$
^{63}Ni	92,1	$9,18 \cdot 10^{13}$	$9,10 \cdot 10^{13}$	$8,95 \cdot 10^{13}$	$8,84 \cdot 10^{13}$	$8,70 \cdot 10^{13}$
^{90}Sr	29,1	$8,33 \cdot 10^{7}$	$8,14 \cdot 10^{7}$	$7,73 \cdot 10^{7}$	$7,40 \cdot 10^{7}$	$7,03 \cdot 10^{7}$
^{90}Y	64,0*[2]	$9,55 \cdot 10^{13}$	$8,14 \cdot 10^{7}$	$7,73 \cdot 10^{7}$	$7,40 \cdot 10^{7}$	$7,03 \cdot 10^{7}$
^{95}Zr	64,0*[3]	$2,31 \cdot 10^{15}$	$4,40 \cdot 10^{13}$	$1,62 \cdot 10^{10}$	$5,92 \cdot 10^{6}$	$2,17 \cdot 10^{3}$
^{95}Nb	35,2*[3]	$2,26 \cdot 10^{15}$	$9,88 \cdot 10^{13}$	$3,56 \cdot 10^{10}$	$1,30 \cdot 10^{7}$	$4,77 \cdot 10^{3}$
^{182}Ta	115,0*[3]	$7,03 \cdot 10^{15}$	$7,77 \cdot 10^{14}$	$9,51 \cdot 10^{12}$	$1,17 \cdot 10^{11}$	$1,43 \cdot 10^{9}$
		Актиниды				
^{234}U	$2,45 \cdot 10^{5}$	$3,35 \cdot 10^{10}$	$3,38 \cdot 10^{10}$	$3,43 \cdot 10^{10}$	$3,48 \cdot 10^{10}$	$3,53 \cdot 10^{10}$
^{235}U	$7,05 \cdot 10^{8}$	$6,59 \cdot 10^{8}$	$6,59 \cdot 10^{8}$	$6,62 \cdot 10^{8}$	$6,62 \cdot 10^{8}$	$6,62 \cdot 10^{8}$
^{236}U	$2,34 \cdot 10^{7}$	$9,69 \cdot 10^{9}$	$9,69 \cdot 10^{9}$	$9,69 \cdot 10^{9}$	$9,69 \cdot 10^{9}$	$9,69 \cdot 10^{9}$
^{238}U	$4,47 \cdot 10^{9}$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$1,17 \cdot 10^{10}$
^{237}Np	$2,13 \cdot 10^{6}$	$1,11 \cdot 10^{10}$	$1,14 \cdot 10^{10}$	$1,14 \cdot 10^{10}$	$1,14 \cdot 10^{10}$	$1,14 \cdot 10^{10}$
^{239}Np	2,4**	$7,22 \cdot 10^{17}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$

Табл. 2.4 (продолжение)

Радионуклид	Период полураспада, годы	В момент остановки	Через 1 год	Через 3 года	Через 5 лет	Через 7 лет
^{238}Pu	87,8	$8,36 \cdot 10^{13}$	$8,99 \cdot 10^{13}$	$8,99 \cdot 10^{13}$	$8,84 \cdot 10^{13}$	$8,73 \cdot 10^{13}$
^{239}Pu	$2,41 \cdot 10^{4}$	$1,24 \cdot 10^{13}$	$1,26 \cdot 10^{13}$	$1,26 \cdot 10^{13}$	$1,26 \cdot 10^{13}$	$1,26 \cdot 10^{13}$
^{240}Pu	$6,54 \cdot 10^{3}$	$1,88 \cdot 10^{13}$	$1,88 \cdot 10^{13}$	$1,88 \cdot 10^{13}$	$1,88 \cdot 10^{13}$	$1,88 \cdot 10^{13}$
^{241}Pu	14,4	$4,63 \cdot 10^{15}$	$4,40 \cdot 10^{15}$	$4,00 \cdot 10^{15}$	$3,64 \cdot 10^{15}$	$3,31 \cdot 10^{15}$
^{242}Pu	$3,87 \cdot 10^{5}$	$6,88 \cdot 10^{10}$	$6,88 \cdot 10^{10}$	$6,88 \cdot 10^{10}$	$6,88 \cdot 10^{10}$	$6,88 \cdot 10^{10}$
^{241}Am	$4,33 \cdot 10^{2}$	$4,70 \cdot 10^{12}$	$1,20 \cdot 10^{13}$	$2,54 \cdot 10^{13}$	$3,77 \cdot 10^{13}$	$4,85 \cdot 10^{13}$
^{243}Am	$7,38 \cdot 10^{3}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$	$6,18 \cdot 10^{11}$
^{242}Cm	163,2**	$1,52 \cdot 10^{15}$	$3,25 \cdot 10^{14}$	$1,47 \cdot 10^{13}$	$7,73 \cdot 10^{11}$	$1,44 \cdot 10^{11}$
^{244}Cm	18,1	$7,19 \cdot 10^{13}$	$6,92 \cdot 10^{13}$	$6,40 \cdot 10^{13}$	$5,92 \cdot 10^{13}$	$5,51 \cdot 10^{13}$

*[1] Тяжелых металлов. *[2] Часов. *[3] Суток. *[4] Секунд. *[5] Минут.

2.8. ХАРАКТЕРИСТИКИ ВНУТРЕННЕЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ

2.8.1. Реактивность и нестационарные условия работы реактора

Как было показано в § 2.3, при $k_{эф} = 1$ реактор находится в стационарном состоянии и количество нейтронов, рождающихся в результате деления, равно числу нейтронов, поглощающихся в реакторе и улетающих из него. При $k_{эф} \neq 1$ один из этих процессов преобладает и поток нейтронов зависит от времени. Транспортное уравнение переноса нейтронов или приближенное многогрупповое уравнение диффузии нейтронов могут быть решены также и при условии зависимости плотности потока нейтронов от времени. Однако в большинстве случаев достаточно хорошее приближение дает решение так называемых уравнений точечной кинетики в сочетании с уравнениями, описывающими изменение поля температур в реакторе и его влияние на $k_{эф}$.

Перемещение органов регулирования в активной зоне изменяет среднее время жизни нейтронов и влияет на $k_{эф}$. Относительное изменение $k_{эф}$ называют реактивностью:

$$\rho(t) = \frac{k_{эф}(t) - 1}{k_{эф}(0)} = \frac{\Delta k_{эф}(t)}{k_{эф}(0)}. \qquad (2.7)$$

Уравнения точечной кинетики, описывающие изменение мощности реактора во времени, можно получить из нестационарного многогруппового уравнения диффузии в предположении, что пространственное распределение потока нейтронов или мощности и концентраций источников запаздывающих нейтронов приблизительно такие же, как и при стационарных условиях работы реактора. Тогда уравнения точечной кинетики можно записать в следующем виде:

$$\frac{dP(t)}{dt} = \left[\frac{\rho(t) - \beta_{эф}}{l_{эф}}\right] P(t) + \lambda C(t); \qquad (2.8)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = -\lambda C(t) + \frac{\beta_{эф}}{l_{эф}} P(t), \qquad (2.9)$$

где $P(t)$ – мощность реактора; $C(t)$ – средняя концентрация источников запаздывающих нейтронов; λ – средняя постоянная распада источников запаздывающих

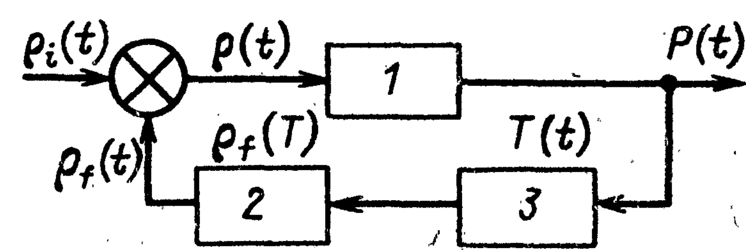


Рис. 2.13. Схема действующей в реакторе обратной связи по реактивности

нейтронов; $\beta_{эф}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов (проинтегрированная для всех нуклидов и усредненная по активной зоне); $l_{эф}$ – время жизни мгновенных нейтронов в реакторе, т. е. время от рождения нейтрона деления до его исчезновения из активной зоны.

Уравнения приведены для следующих начальных условий: $P(t = 0) = P_0$ – начальная мощность реактора; $C(t = 0) = C_0$ – начальная концентрация источников запаздывающих нейтронов, представленных одной группой. Расчетные значения $\beta_{эф}$ и λ приведены в пп. 2.1.7. Значение $l_{эф}$ для тепловых реакторов находится в интервале 10^{-3} – 10^{-5} с и близко к $4 \cdot 10^{-7}$ с для быстрых реакторов. Средняя постоянная распада λ при одногрупповом представлении запаздывающих нейтронов для всех делящихся нуклидов $\lambda = 0{,}08\ с^{-1}$.

Реактивность $\rho(t)$ можно представить слагаемой из намеренно вводимой реактивности $\rho_i(t)$, обусловленной, например, перемещением органов регулирования или топлива, и составляющей $\rho_f(t)$, учитывающей все изменения температуры в активной зоне:

$$\rho(t) = \rho_i(t) + \rho_f(t). \qquad (2.10)$$

Перемещение поглотителей нейтронов вызывает максимальные изменения макроскопических сечений и плотности потока нейтронов в определенных областях активной зоны реактора. В результате этого начинают изменяться распределение нейтронов и мощность реактора, что приводит к изменению температуры активной зоны. Температурные изменения вызывают изменение плотности материалов и макроскопических сечений взаимодействия вследствии эффекта Доплера из-за расширения резонансов (см. п. 2.8.2). Наряду с этим может меняться спектр нейтронов из-за изменения замедляющей способности среды. Наконец, размеры активной зоны и ее компонентов также изменяются при тепловом расширении. Все эти эффекты реактивности, зависящие от изменения мощности и температуры, вместе с реактивностью, вводимой органами регулирования, образуют в реакторе систему обратных связей (рис. 2.13).

Численное выражение для реактивности ρ_f учитывает вклад каждого отдельного температурного эффекта:

$$d\rho_f = \sum_{i=1}^{I} \frac{\partial k_{эф}}{\partial T_i}\, dT_i\,, \qquad (2.11)$$

где dT_i – среднее изменение температуры топлива, замедлителя, теплоносителя либо конструкционных материалов.

В LWR теплоноситель является также и замедлителем. В других реакторах (HTGR) замедлитель (графит) отличается от теплоносителя (газ).

2.8.2. Температурные коэффициенты реактивности

2.8.2.1. Температурный коэффициент реактивности, связанный с эффектом Доплера

Этот эффект обусловлен тем, что сечения взаимодействия с нейтронами зависят от температуры топлива и скоростей нейтрона и атомного ядра.

Резонансные сечения $\sigma(E, T)$ для ^{238}U, ^{232}Th, ^{233}U, ^{235}U, ^{239}U и других нуклидов имеют сильно выраженные пики при определенных энергиях нейтрона (см. рис. 2.4). При увеличении температуры топлива T_f уширение резонансных пиков приводит к изменению микроструктуры спектра нейтронов в области резонансных энергий. Вследствие этого меняются и скорости реакций. Прежде всего увеличение температуры топлива приводит к увеличению резонансного поглощения в ^{238}U, так как изменение резонансных сечений у делящихся нуклидов ^{235}U и ^{239}Pu мало и при небольших обогащениях топлива им можно пренебречь. Увеличения скоростей деления и захвата в ^{235}U и ^{239}Pu частично компенсируют друг друга. Поэтому увеличение температуры топлива приводит к возникновению отрицательного температурного эффекта реактивности (эффект Доплера) из-за увеличения поглощения нейтронов в ^{238}U. Для ^{232}Th наблюдается аналогичный эффект. При высоких температурах топлива эффект Доплера выражен менее резко, так как соседние резонансы перекрываются не так резко, как при низких температурах, что и приводит к уменьшению эффекта Доплера.

В тепловом реакторе с характерным для него спектром нейтронов эффект Доплера можно записать в виде

$$\frac{1}{k_{эф}}\,\frac{\partial k_D}{\partial T_f} \sim \frac{-1}{\sqrt{T_f}}, \qquad (2.12а)$$

а в быстром реакторе

$$\frac{1}{k_{эф}}\,\frac{\partial k_D}{\partial T_f} \sim -\frac{1}{T_f^{x}}\,, \quad где\ \frac{1}{2} \leqslant x \leqslant \frac{3}{2}\,. \qquad (2.12б)$$

В энергетических реакторах эффект Доплера отрицателен, поскольку при относительно небольшом обогащении преобладающим является резонансное поглощение в ^{238}U. Эффект Доплера создает в реакторе мгновенный отрицательный температурный коэффициент реактивности, который противодействует изменению мощности реактора и температуры топлива.

Кроме эффекта Доплера расширение топлива из-за его разогрева вызывает дополнительный отрицательный температурный коэффициент реактивности. В быстрых реакторах этот эффект близок к эффекту Доплера.

2.8.2.2. Коэффициенты реактивности замедлителя и теплоносителя

Основной вклад в температурный коэффициент реактивности замедлителя и теплоносителя вносит изменение их плотности. Увеличение температуры изменяет плотность теплоносителя и, следовательно, замедление нейтронов. Спектр нейтронов сдвигается в область больших энергий. Результатом уменьшения плотности замедлителя и соответствующего увеличения средней длины свободного пробега нейтронов является увеличение утечки нейтронов из активной зоны и уменьшение поглощения нейтронов.

В современных PWR влияние всех этих факторов приводит к отрицательному температурному коэффициенту реактивности замедлителя, значение которого зависит также от концентрации бора в теплоносителе и выгорания топлива в активной зоне реактора. В HTGR с графитовым замедлителем и ^{233}U в качестве делящегося нуклида температурный коэффициент реактивности замедлителя обычно положителен. В быстрых натриевых реакторах единичной мощностью примерно 200 МВт (эл.) температурный коэффициент реактивности теплоносителя положителен из-за того, что при разогреве натрия спектр нейтронов сдвигается в область больших энергий вследствие уменьшения замедления. В этом случае положительный вклад в реактивность обусловлен увеличением доли делений на быстрых нейтронах ^{238}U и ростом значения η (см. рис. 2.11). Однако эти положительные эффекты реактивности не могут скомпенсировать увеличения утечки нейтронов из активной зоны, влияние которой является преобладающим в небольших натриевых реакторах мощностью до 200 МВт (эл.).

2.8.2.3. Температурный коэффициент реактивности конструкционных материалов

Особенно важную роль температурный коэффициент реактивности конструкционных материалов играет в быстрых реакторах. Увеличение температуры вызывает радиальное и аксиальное расширение конструкции активной зоны, что приводит к изменению как плотности материалов, так и размеров активной зоны реактора и, следовательно, к увеличению утечки нейтронов. Температурный коэффициент реактивности конструкционных материалов можно определить при детальном анализе всех эффектов расширения и изгиба элементов конструкций активной зоны с учетом их прочностных характеристик. Для быстрых реакторов температурный коэффициент реактивности конструкционных материалов также отрицателен. Для анализа состояния реактора в аварийной ситуации необходимо детально рассмотреть его поведение в нестационарных условиях, т. е. в зависимости от времени рассмотреть изменение плотности потока нейтронов, мощности, температуры, причем с учетом всех эффектов реактивности. Отрицательный температурный коэффициент реактивности противодействует увеличению мощности и температуры. Положительный коэффициент реактивности замедлителя и теплоносителя допустим до тех пор, пока все другие температурные коэффициенты реактивности, особенно коэффициент реактивности из-за эффекта Доплера, отрицательны и по абсолютному значению превосходят положительные коэффициенты реактивности замедлителя и теплоносителя. В табл. 2.5 приведены основные температурные коэффициенты реактивности для различных типов реакторов.

Таблица 2.5. **Характерные температурные коэффициенты реактивности различных реакторов, 1/°C**

Температурный коэффициент реактивности	PWR	BWR	HTGR*	LMFBR
Замедлителя или теплоносителя (свежее топливо)	$-9 \cdot 10^{-5}$	$-10 \cdot 10^{-5}$	$+(0{,}5-1{,}7) \cdot 10^{-5}$	$+5 \cdot 10^{-6}$
Топлива, обусловленный эффектом Доплера в интервале температур от 500 до 2800 °C	$-(1{,}7-2{,}7) \times 10^{-5}$	$-(2{,}5-1{,}3) \times 10^{-5}$	$-(4-2) \cdot 10^{-5}$	$-(1{,}1-0{,}28) \times 10^{-5}$

* В конце кампании.

PWR и BWR имеют большие отрицательные температурные коэффициенты реактивности, тогда как HTGR в конце кампании, а также большие быстрые натриевые реакторы на протяжении всей кампании имеют положительный температурный коэффициент реактивности теплоносителя. Отрицательный эффект реактивности из-за эффекта Доплера в PWR, BWR и HTGR больше, чем в быстрых реакторах.

2.8.3. Управление реактором и анализ его безопасности

2.8.3.1. Изменение реактивности реактора при выводе его на мощность и в процессе эксплуатации при номинальной нагрузке

При выводе реактора на проектную мощность температура теплоносителя и активной зоны возрастает на несколько сот градусов. За это же время температура топлива увеличивается более чем на 1000 °C. Разогрев реактора вызывает уменьшение реактивности, которое должно быть скомпенсировано выдвижением органов регулирования из активной зоны. В LWR изменение реактивности от разогрева составляет несколько процентов. В быстрых натриевых реакторах оно меньше из-за меньшего значения эффекта Доплера.

Образование продуктов деления и актинидов, как и выгорание делящихся нуклидов, приводит к уменьшению реактивности на ~12% в LWR и примерно на 3% в быстрых натриевых реакторах. Следовательно, примерно такой же запас реактивности должен быть обеспечен в свежем (необлученном) топливе в начале кампании. В начале работы эта избыточная реактивность компенсируется введением в активную зону поглощающих материалов, таких, как бор, кадмий, гадолиний или индий. Уменьшение реактивности в процессе выгорания топлива и образования продуктов деления (см. § 2.4) должно быть скомпенсировано. Это достигается несколькими методами, например выдвижением органов регулирования, уменьшением концентрации растворенных в теплоносителе или замедлителе поглотителей, таких, например, как борная кислота, и за счет уменьшения поглощения в таких выгорающих поглотителях, как кадмий или гадолиний, содержащихся в топливе или специальных неподвижных стержнях.

Расчетный запас реактивности на выгорание топлива и образование продуктов деления в свежем топливе определяет время его облучения в активной зоне (кампанию). Кампанию топлива обычно выбирают исходя из требований оптимизации нейтронно-физических характеристик активной зоны и экономичности топливного цикла. Реактор может быть остановлен введением в активную зону органов регулирования определенной отрицательной реактивности, которая по абсолютному значению заведомо больше увеличения реактивности, которое произойдет из-за снижения мощности реактора от максимального значения (высокая температура) до нуля (низкая температура). Остановленный реактор находится в подкритическом состоянии, т. е. при $k_{эф} < 1$.

2.8.3.2. Качественное описание поведения реактора при изменении мощности

Изменение реактивности приводит к изменению мощности реактора. Этот процесс может быть описан с помощью уравнений точечной кинетики (2.8), (2.9), которые должны быть решены на ЭВМ совместно с соответствующими уравнениями реактивности (2.10), (2.11).

Упрощенное качественное описание поведения реактора при изменении его мощности можно получить из решения уравнений точечной кинетики (2.8), (2.9), предположив, что реактивность изменяется мгновенно (скачком), и пренебрегая температурными эффектами реактивности. При этих условиях из (2.10) следует, что $\rho_i \simeq \rho$ и для мощности реактора $P(t)$ справедливо следующее соотношение:

$$\frac{P(t)}{P_0} = \frac{b-c}{b-a}\exp(at) + \frac{c-a}{(b-a)^*}\exp(bt), \qquad (2.13)$$

где

$$a = \frac{\rho\lambda}{\lambda l_{эф} + \beta_{эф} - \rho}; \quad b = \frac{\rho - \beta_{эф}}{l_{эф}}; \quad c = \frac{\rho}{l_{эф}};$$

P_0 – начальная мощность реактора; значения $l_{эф}$, λ, $\beta_{эф}$ определены в пп. 2.8.1.

* В оригинале ошибочно указано $c - b$. (*Примеч. ред.*)

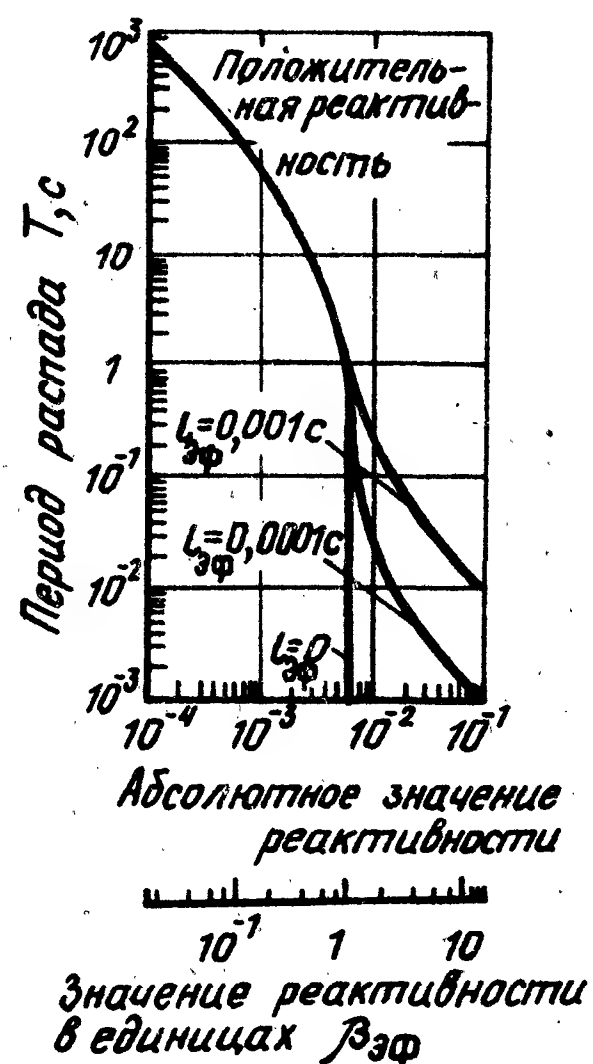


Рис. 2.14. Зависимость периода реактора от скачка реактивности для реактора на ^{235}U; t – время жизни нейтронов

Рассмотрим некоторые частные случаи решения (2.13):

а) $\rho < 0$. Если скачок реактивности отрицателен, обе экспоненты в (2.13) отрицательны. Мощность реактора $P(t)$ будет экспоненциально убывать. При введении очень большой отрицательной реактивности мощность уменьшается быстро и достигает значения, соответствующего остановленному реактору.

в) $0 < \rho < \beta_{эф}$. При положительном скачке реактивности в указанном интервале реактор называется критическим на запаздывающих нейтронах. В этом случае увеличение его мощности в основном определяется запаздывающими нейтронами, причем второй член в (2.13) уменьшается быстрее первого из-за того, что $b < 0$, а $l_{эф}$ мало. После небольшого быстрого увеличения мощности поведение реактора определяется в основном первым членом в (2.13). Таким образом, мощность реактора растет экспоненциально с периодом $T = 1/a$*. Пока величина ρ не превышает $1/2\beta_{эф}$, период реактора $T = 1/a$ больше, чем $1/\lambda = 1/0{,}08$, что составляет примерно 12 с. Это позволяет управлять мощностью реактора небольшими перемещениями органов регулирования. Поскольку постоянные распада одних и тех же групп источников запаздывающих нейтронов λ_i весьма близки для всех делящихся нуклидов, а также для теплового и быстрого спектров нейтронов (см. табл. 2.2), исходные условия для проектирования систем контроля достаточно близки для тепловых и быстрых реакторов.

с) При $\rho = \beta_{эф}$ реактор называют мгновенно критическим, а при $\rho > \beta_{эф}$ – надкритическим на мгновенных нейтронах. В этом случае мощность реактора $P(t)$ полностью зависит от мгновенных нейтронов. В (2.13) быстрое увеличение мощности определяется только первым членом. Период реактора $T = 1/b$ определяется выражением

$$T = 1/b = \frac{l_{эф}}{\rho - \beta_{эф}}. \qquad (2.14)$$

При малом значении $l_{эф}$ период также мал и мощность реактора будет быстро увеличиваться до тех пор, пока реактивность не уменьшится за счет отрицательного температурного коэффициента реактивности, или из-за введения органов регулирования.

На рис. 2.14 показан график зависимости периода реактора T от реактивности ρ для различных значений параметра $l_{эф}$. Реактивность часто измеряют в долях $\beta_{эф}$, а не в абсолютных единицах. Единицу относительной реактивности $\rho/\beta_{эф}$ называют долларом, а ее сотую часть – центом.

Как уже отмечалось, (2.13) лишь приблизительно описывает изменение мощности реактора. В энергетических реакторах для описания их поведения во времени учитывается также влияние коэффициентов реактивности. Это особенно важно в случае с), когда реактор находится в мгновенно критическом или надкритическом состоянии. При количественном анализе динамики реактора уравнения точечной кинетики необходимо решать с учетом возникающих эффектов реактивности.

* Период надкритического реактора есть время, за которое его мощность увеличивается в e раз. (*Примеч. ред.*)

Например, при упрощенном рассмотрении реактор может оказаться мгновенно критическим и его мощность будет быстро возрастать. При более корректном рассмотрении будет учтено увеличение температуры топлива, что вызовет отрицательный эффект Доплера и частично или полностью скомпенсирует введенную реактивность. Изменение реактивности в связи с эффектом Доплера уменьшит надкритичность реактора и его мощность, достигнув определенного пика, быстро уменьшится до первоначального значения. Если реактор после такого пика мощности не будет сразу остановлен, а введение реактивности будет продолжаться, то в реакторе возникнут колебания мощности. Если в этом процессе мощность реактора превысит определенный уровень, температура активной зоны достигнет такого значения, при котором произойдет расплавление топлива и конструкций с последующим смешением материалов. В дальнейшем могут произойти разрушения активной зоны, испарение теплоносителя и его утечка из активной зоны. Все это приведет к самопроизвольной остановке реактора; он станет подкритическим. Такие условия мгновенной критичности реактора должны быть рассмотрены, если вследствие аварии может возникнуть значительная положительная реактивность и система контроля и защиты не будет ее компенсировать. Эти, как и некоторые другие, вопросы подробно рассмотрены при анализе безопасности каждого типа реакторов (см. гл. 4, 5).

3. ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

3.1. ВВЕДЕНИЕ (ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ)

Получение энергии на АЭС возможно только при наличии делящегося нуклида, обычно ^{235}U. Содержание этого нуклида в природном уране равно 0,72%, основную массу природного урана составляет ^{238}U (99,28%). Содержание урана в урановой руде колеблется от одного до нескольких процентов. Уран в виде оксида урана добывают путем разработки открытых или подземных месторождений урановой руды с последующей ее переработкой (рис. 3.1). Поскольку в большинстве типов реакторов используется уран, содержащий несколько процентов ^{235}U, то для обогащения урана оксид урана превращают в газообразный гексафторид урана, который и обогащают на обогатительных заводах до нужного значения. Наряду с обогащенным получается обедненный (отвальный) уран с содержанием ^{235}U приблизительно 0,2%, который в настоящее время сохраняют для использования при широком внедрении быстрых реакторов. Гексафторид обогащенного урана путем химического преобразования снова превращают в UO_2, из которого изготавливают цилиндрические топливные таблетки.

Этими таблетками заполняют циркалоевые или стальные трубки, из которых собирают тепловыделяющие сборки – ТВС. ТВС загружают в активную зону реактора АЭС, где в результате процесса деления генерируется энергия. Во время этого процесса содержание нуклида ^{235}U постоянно уменьшается и образуются радиоактивные продукты деления и нуклиды трансурановых элементов. После облучения в реакторе ТВС выгружают из активной зоны и после непродолжительного хранения на АЭС перевозят в промежуточные хранилища отработавшего топлива.

Существуют два основных пути дальнейшего обращения с отработавшими ТВС после нескольких лет их хранения:

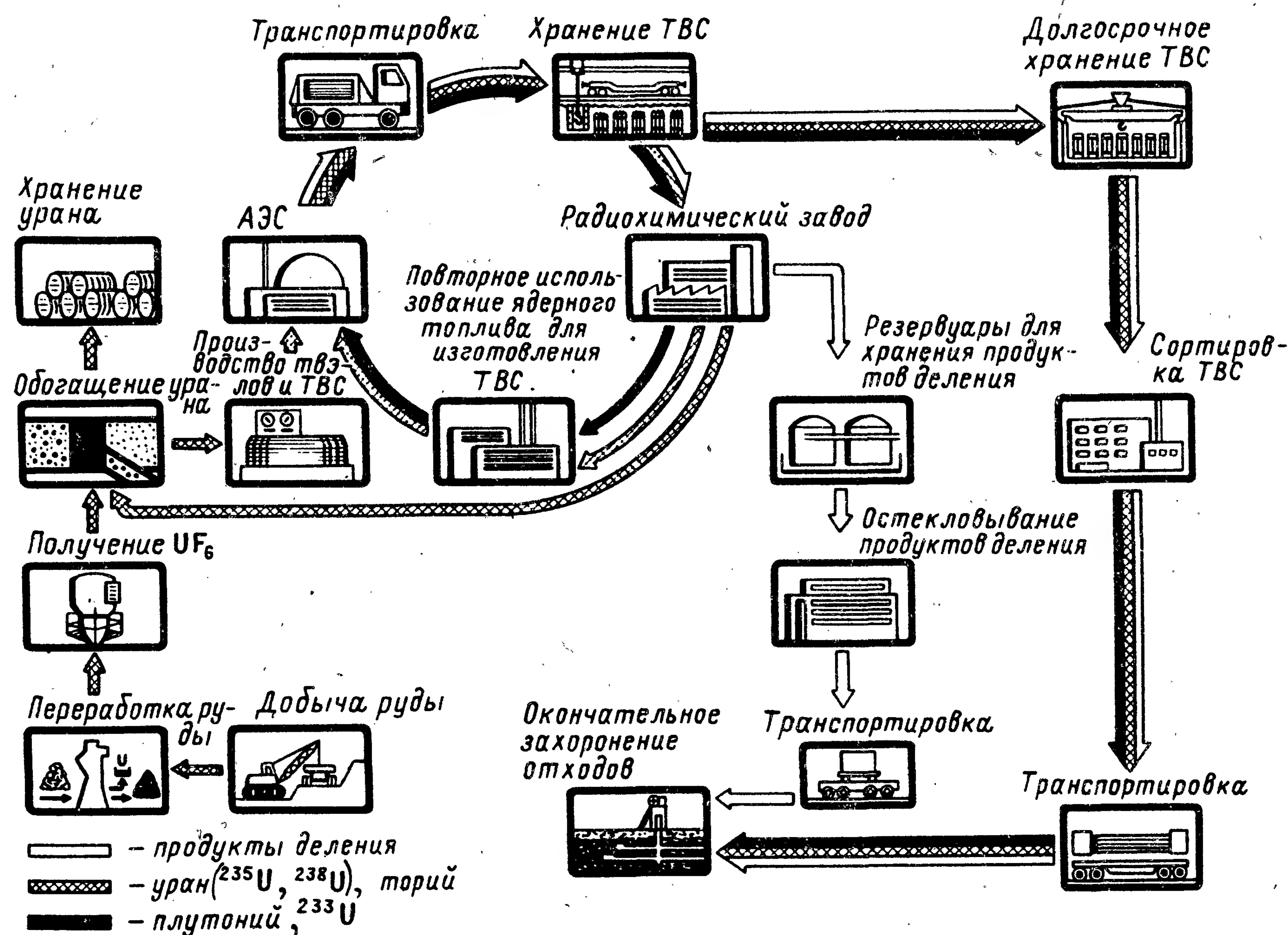


Рис. 3.1. Схема ядерного топливного цикла (KfK)

после продолжительного временного хранения в специальных условиях ТВС могут быть непосредственно помещены в хранилища, расположенные в глубоких геологических формациях (см. пп. 7.6.2);

продукты деления и актиниды могут быть отделены от урана и плутония или ^{233}U на радиохимическом заводе. После специальной обработки продукты деления, актиниды и другие отходы транспортируют в хранилище и хранят в глубоких геологических формациях. Уран и плутоний могут быть снова использованы в качестве ядерного топлива (см. § 7.2, 7.3).

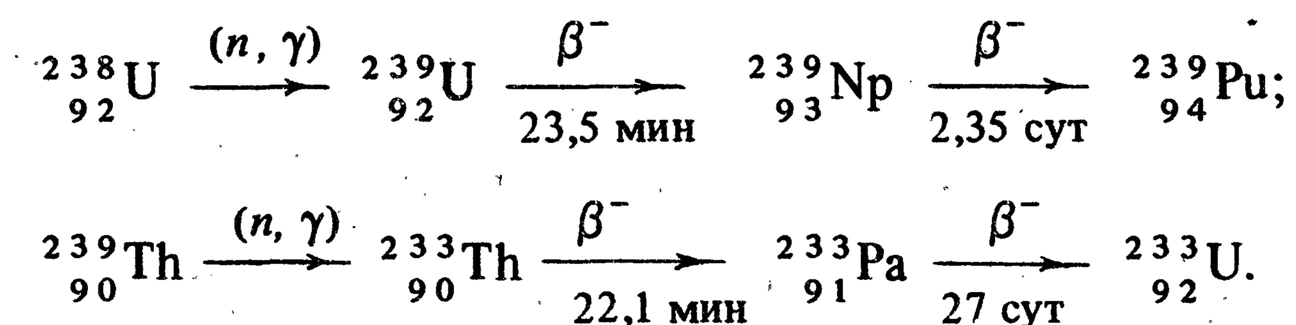
В последующих параграфах этой главы рассмотрена начальная стадия топливного цикла, заключительная часть топливного цикла обсуждается в гл. 6 и 7, а в гл. 4 и 5 рассмотрены различные типы реакторов.

3.2. РЕСУРСЫ ПРИРОДНОГО УРАНА И ПОТРЕБНОСТИ В НИХ

3.2.1. Потребность в уране реакторов различного типа

В связи с перспективами развития ядерной энергетики возникает вопрос о ее потребности в природном уране, его мировых ресурсах и промышленных месторождениях природного урана и тория. Поскольку ^{235}U является единственным встречающимся в природе нуклидом, который может делиться тепловыми нейтронами, то реакторы на первой стадии должны работать на ядерном топливе, содержащем природный или обогащенный уран.

В результате ядерных реакций во время работы реактора, вследствие поглощения нейтронов ^{238}U или ^{232}Th (воспроизводящими материалами) последние превращаются в искусственные делящиеся нуклиды, такие, как ^{239}Pu и ^{233}U:



$$^{238}_{92}\text{U} \xrightarrow{(n,\gamma)} {}^{239}_{92}\text{U} \xrightarrow[23{,}5\ \text{мин}]{\beta^-} {}^{239}_{93}\text{Np} \xrightarrow[2{,}35\ \text{сут}]{\beta^-} {}^{239}_{94}\text{Pu};$$

$$^{239}_{90}\text{Th} \xrightarrow{(n,\gamma)} {}^{233}_{90}\text{Th} \xrightarrow[22{,}1\ \text{мин}]{\beta^-} {}^{233}_{91}\text{Pa} \xrightarrow[27\ \text{сут}]{\beta^-} {}^{233}_{92}\text{U}.$$

Искусственные делящиеся нуклиды ^{233}U и плутоний химическим путем могут быть извлечены из отработавшего топлива и возвращены в реакторы, где они могут использоваться либо вместе с ^{235}U, либо без него.

В принципе, реактор любого типа может работать на топливе, содержащем ^{235}U. Однако история развития ядерной энергетики показывает, что на первой ее стадии доминировали реакторы трех типов (см. табл. 1.1). На ядерно-энергетическом рынке легководородные энергетические реакторы LWR значительно опередили тяжеловодные реакторы HWR, а значение газографитовых реакторов GCR, игравших ранее ведущую роль, значительно снизилось. Наибольшее внимание сейчас уделяется реакторам с водой под давлением (PWR) и реакторам-размножителям на быстрых нейтронах (быстрым реакторам); первый эффективен для наработки плутония, а второй – для его использования. Однако плутоний, в принципе, может быть получен и в HWR, и в GCR. Использование HWR и высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов HTGR привело к тому, что торий также стал рассматриваться в качестве воспроизводящего материала. Получаемый искусственно ^{233}U может быть применен в HWR, в ториевых HTGR, отличающихся хорошей эффективностью использования ядерного топлива.

Потребление природного урана различными реакторами подробно рассмотрено в гл. 6. Здесь приводятся лишь отдельные цифры, характеризующие порядок величин.

Потребление природного урана современными LWR все еще относительно велико и составляет 4220 т/ГВт(эл.) за 30 лет эксплуатации при среднем коэффициенте использования установленной мощности КИМ=07. Потребление урана GCR несколько выше и равно 4490 т/ГВт(эл.). Тяжеловодные реакторы потребляют 3720 т/ГВт(эл.) природного урана за 30 лет эксплуатации. При переработке (так называемый рециклинг) и повторном использовании ядерного топлива потребление природного урана за 30 лет эксплуатации LWR и HWR уменьшится приблизительно до 2700 и 1500 т/ГВт(эл.) соответственно.

Потребление природного урана усовершенствованными реакторами ниже. Это достигается путем оптимизации активной зоны реактора и переработки топлива (см. гл. 6).

Для пуска быстрых реакторов природный уран не нужен, поскольку в них используется плутоний, получаемый, например, в LWR. За 30 лет

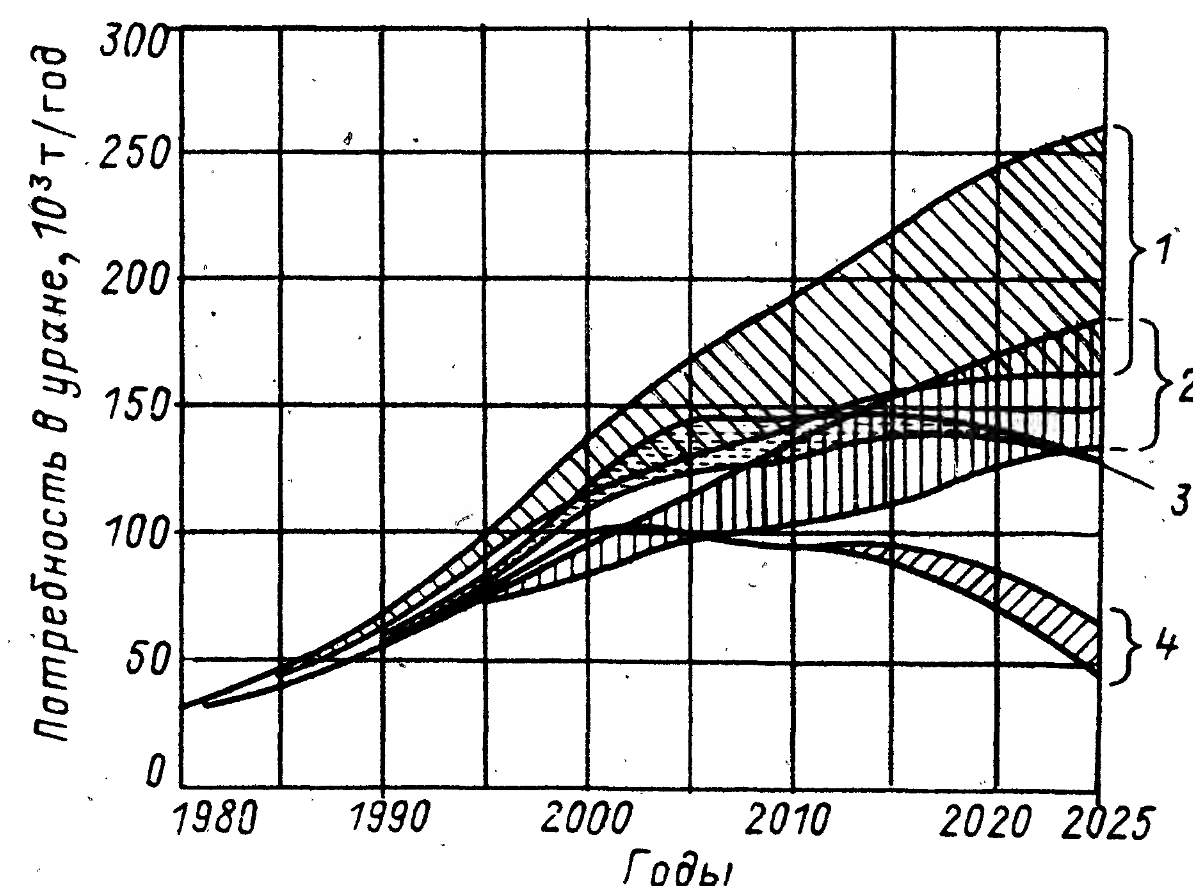


Рис. 3.2. Годовая потребность в природном уране при развитии ядерной энергетики на разных реакторах (минимальный прогноз МОЯТЦ):

1 – LWR и HWR без переработки топлива; *2* – LWR с переработкой и повторным использованием топлива; *3* – HWR с переработкой и повторным использованием топлива; *4* – быстрые реакторы

эксплуатации быстрых реакторов потребуется всего около 35 т/ГВт(эл.) ^{238}U (см. гл. 5). При этом можно использовать обедненный уран, который является отходом процесса обогащения топлива для LWR. Отличительной особенностью быстрых реакторов является обязательность переработки и повторного использования ядерного топлива.

На основании приведенных данных можно сделать прогноз о потребности в природном уране реакторов различных типов.

В качестве примера рассмотрим применение следующих реакторов:

LWR без переработки топлива;

HWR без переработки топлива;

LWR с возвратом в топливный цикл плутония;

HWR с возвратом в топливный цикл плутония или ^{233}U;

LWR совместно с быстрыми реакторами, применение которых должно начаться с 2000 г.

Такому варианту развития ядерной энергетики соответствует нижняя кривая МОЯТЦ (см. рис. 1.1). Кроме этого, рассматриваются два варианта для реакторов разных типов. Первый вариант базируется на существующих реакторах, второй – на использовании усовершенствованных реакторов. В результате получим верхний и нижний пределы потребления природного урана.

На рис. 3.2 показана годовая потребность в природном уране для различных типов реакторов вплоть до 2025 г., в табл. 3.1 дана суммарная потребность в природном уране. Видно, что потребность в природном уране наибольшая при использовании LWR без переработки и повторного использования отработавшего топлива. По прогнозам, потребность этих реакторов в уране к 2025 г. составит 5,4 – 6,8 млн. т. В соответствии с этим же прогнозом в 2025 г. ежегодное производство урана должно

Таблица 3.1. **Суммарные потребности в природном уране, млн. т, при развитии ядерной энергетики на различных реакторах в соответствии с минимальным прогнозом МОЯТЦ**

Реакторы	2000 г.	2025 г.
LWR без переработки топлива	1,5 – 1,6	5,4 – 6,8
HWR без переработки топлива	1,5	5,2 – 5,8
LWR с переработкой топлива	1,3	4,0 – 5,0
HWR с переработкой топлива	1,4	4,7 – 4,9
Быстрые (максимальная оценка)	1,3	3,5 – 3,7

составить 0,19 – 0,26 млн. т. Потребление урана тяжеловодными реакторами несколько меньше.

Переработка и повторное использование ядерного топлива могут помочь сдержать все возрастающее потребление урана. Однако радикально эта проблема может быть решена только к 2000 г. с внедрением быстрых реакторов. В лучшем случае при использовании быстрых реакторов с определенными характеристиками в течение 35 лет можно свести практически к нулю потребность в природном уране и в дальнейшем в течение длительного времени для осуществления реакции деления в таких реакторах можно использовать обедненный уран.

3.2.2. Достоверные запасы урана и тория

3.2.2.1. Мировые запасы урана

Впервые уран был обнаружен в Чехословакии в виде минералов уранинита, а также в Африке и северо-западной части Канады. Уранинит представляет собой плотный безводный оксид урана, который встречается в смеси с медными и танталовыми рудами, а также с другими минералами.

Природный уран встречается также в песчаниках. Наиболее значительные месторождения такого типа встречаются в США, Габоне и Нигере. Содержание урана в минерализованной породе составляет в среднем 0,04 – 0,25% U_3O_8. Запасы этих месторождений колеблются от нескольких сот тонн до 60 тыс. т урана и больше. Вблизи оз. Эллиот в Канаде и на урановых месторождениях Витвотерсенде в Южной Африке уран содержится в кварцево-галечных конгломератах в содержанием урана от 0,03 до 0,13%. Запасы этих месторождений достигают 75 тыс. т урана. Другой тип месторождений, называемый протерозойским залеганием, обнаружен в районе оз. Атабеска в Канаде и в бассейне р. Аллигатор в Австралии. Запасы этих месторождений равны приблизительно 0,15 млн. т с содержанием урана до нескольких процентов. Уран содержится также в скальных породах, таких, как гранит или базальт. Такие месторождения известны в Намибии, Гренландии, на Аляске и в Бразилии; запасы их достигают 40 тыс. т, а содержание урана – 0,13%.

Урановые месторождения классифицируются по стоимости извлечения урана, которая определяется затратами на добычу, переработку и полу-

Таблица 3.2. **Мировые запасы урана, за исключением стран с централизованно планируемой экономикой (ОЭСР/МАГАТЭ), 10^3 т**

Регион	Достоверные запасы	Вероятные или возможные запасы
Африка		
В том числе:		
Алжир	26/0	0/0
Намибия	119/16	30/23
Нигер	160/0	53/0
Южная Африка	247/109	84/91
Прочие	39/9	2/18
Всего	591/134	169/132
Северная Америка		
Канада	230/28	358/402
США	362/243	681/416
Всего	592/271	1039/818
Южная Америка		
В том числе:		
Бразилия	119/0	81/0
Прочие	28/5	7/19
Всего	147/5	88/19
Азия	40/11	1/24
Австралия	293/23	264/21
Европа		
В том числе:		
Франция	59/16	28/18
Швеция	0/38	0/44
Прочие	24/48	15/38
Всего	83/102	43/100
Итого	1747/546	1604/1114

Примечание. В числителе – при стоимости извлечения 80 дол./кг, в знаменателе 80 – 130 дол./кг.

чение единицы продукта. Принято оценивать запасы урана по двум стоимостным категориям; до 80 и от 80 до 130 дол. за 1 кг урана*. Однако следует отметить, что эти стоимостные категории не отражают реальную цену урана. Урановые запасы классифицируются также по категориям, характеризующим степень их технологической разведанности. В основном применяются две категории: "разведанные или достоверные запасы" и "вероятные или возможные запасы".

В табл. 3.2 представлены известные в настоящее время запасы урана в капиталистических странах.

* В долларах США 1981 г.

Таблица 3.3. **Предполагаемые запасы урана (МОЯТЦ)**

Регион	Количество стран	Предполагаемые запасы, 10^6 т
Африка	51	1,3 – 4,0
Северная Америка	3	2,1 – 3,6
Южная и центральная Америка	41	0,7 – 1,9
Азия	41	0,2 – 1,0
Австралия и Океания	18	2,0 – 3,0
Западная Европа	22	0,3 – 1,3
Всего	176	6,6 – 14,8

Они составляют 1,75 млн. т урана, относящихся к категории достоверных запасов, по цене до 80 дол./кг и 0,55 млн. т урана этой же категории по цене 80 – 130 дол./кг.

Вероятные или возможные запасы составляют около 1,6 млн. т по цене до 80 дол./кг U и около 1,1 млн. т по цене 80 – 130 дол./кг U.

Таким образом, достоверные запасы равны приблизительно 2,3 млн. т, а вероятные 2,72 млн. т урана. Наиболее крупные месторождения урана находятся в США, Канаде, Африке и Австралии. Запасы урана в Европе и Японии незначительны.

Кроме известных в настоящее время месторождений урана при оценке урановых запасов необходимо принимать во внимание и "предполагаемые" (теоретические) запасы урана. В отличие от известных, предполагаемые запасы либо находятся в новых районах, либо в таких месторождениях, где добыча урана еще не проводилась. Наличие предполагаемых запасов основано на том, что известные в настоящее время запасы урана, по всей вероятности, не являются единственными в природе. Проблеме предполагаемых запасов урана в настоящее время уделяется серьезное внимание. МАГАТЭ и Агентство по ядерной энергии (NEA) провели геологические изыскания и оценку таких запасов.

В табл. 3.3 представлены оценки Международного проекта по определению урановых ресурсов (IUREP). В соответствии с этими оценками предполагаемые запасы урана в мире составляют 6,6 – 14,8 млн. т (за исключением социалистических стран), при стоимости извлечения урана до 130 дол./кг.

Большая степень неопределенности оценок сказывается на разнице между верхним и нижним пределами. Однако, надо отметить, что даже если предполагаемые запасы действительно существуют, то нет гарантий, что они будут открыты, а если и будут открыты, то, возможно, они окажутся непригодными для промышленного использования.

Описания месторождений с низким содержанием урана (менее 0,005%) при стоимости извлечения урана более 130 дол./кг приведены в различной литературе. Эти месторождения содержатся в песчаниках, гранитах, карбонатитных и фосфатных скальных породах. Содержание урана в фосфатах колеблется от 0,005 до 0,0013%. Если извлекать уран из руды с содержанием приблизительно 0,007%, а затем использовать его в LWR, то количество полученной энергии только в 7 раз превысит количество

энергии, затраченной на добычу, переработку, преобразование, обогащение и изготовление топлива. Для руды с содержанием 0,002% (гранит) эта величина будет равна 2. Поэтому разработка таких месторождений урана для получения энергии является мероприятием весьма сомнительным. Следует также отметить, что разработка месторождений с низким содержанием урана может оказать такое большое влияние на окружающую среду, что добыча урана станет практически нереальной.

Следует упомянуть, что уран также содержится и в морской воде, где средняя концентрация его равна 3,4 мкг/л. Технология извлечения урана из морской воды еще не разработана, однако подсчитана ориентировочная стоимость процесса получения урана – 1550 дол./кг для наземных систем и 775 дол./кг для морских систем. Учитывая изложенное, можно заключить, что получение урана из морской воды в настоящее время не представляется целесообразным.

3.2.2.2. Производство урана

Производственные мощности по добыче урана находятся в странах, обладающих наибольшими его запасами. В 1979 – 1980 гг. основными производителями урана были США, которые страны Африки и Канада. В европейских странах годовая добыча природного урана достигла приблизительно 3500 т.

Увеличение добычи урана зависит от ряда факторов. В первую очередь необходимы капиталовложения в разработку месторождений и строительство заводов по переработке урановой руды. В США, Канаде, Австралии и некоторых других странах либо планируется, либо уже проводится расширение урановых рудников и заводов. Прогноз возможного роста мощностей по добыче урана до 2000 г. для основных стран – поставщиков урана представлен в табл. 3.4.

Значительный вклад в производство урана внесут Канада и Австралия. До 1985 г. уран будут добывать в основном из месторождений, относящихся к стоимостной категории до 80 дол./кг. После 1990 г. большую роль в производстве урана займут месторождения, относящиеся к стоимостной категории 80 – 130 дол./кг. После 1990 г. приблизительно одна треть, а после 1995 г. приблизительно половина всего урана будут добываться за счет вероятных ресурсов (см. табл. 3.2). При благоприятных экономических и политических условиях годовая добыча природного урана в период между 1990 г. и 2000 г. может составить 0,12 т. Превышение этого уровня может быть достигнуто только за счет разработки предполагаемых ресурсов.

Таблица 3.4. **Прогноз роста мощностей по производству урана, за исключением стран с централизованно планируемой экономикой (МОЯТЦ), т U/год**

Регион (страна)	1985 г.	1990 г.	1995 г.	2000 г.
США	31 400	40 800	46 700	51 600
Канада	14 400	15 500	15 400	12 500
Южная Африка	10 600	10 400	10 000	10 000
Нигер	6000	8500	10 200	5500
Намибия	5000	5000	4600	4600
Австралия	12 000	20 000	17 000	10 000
Франция	4000	4400	3100	1600
Другие регионы (Европа, Азия, Южная Америка)	6800	6300	10 000	11 000
Итого	90 200	110 900	117 000	106 800

3.2.2.3. Запасы тория

Торий не имеет делящихся нуклидов и является только воспроизводящим материалом. Торий можно сравнить с ^{238}U. Вовлечение тория в топливный цикл по крайней мере на начальном этапе требует использования ^{235}U.

Торий можно извлекать в качестве побочного продукта при добыче титана, олова и циркония. Основным торийсодержащим минералом является монацит ($ThSiO_4$). Достоверные запасы монацита расположены в Индии, Бразилии и США, а вероятные – в Канаде, АРЕ, Австралии и США.

Содержание тория в монацитовых песчаниках в Индии, Бразилии, Австралии и АРЕ составляет 4,6 – 7%. В табл. 3.5 представлены достоверные и вероятные мировые запасы тория по двум стоимостным категориям. Безусловно, существует возможность расширения известных запасов тория и открытия новых месторождений. Однако из-за ограниченности спроса на торий эта возможность сейчас практически не используется.

Таблица 3.5. **Запасы тория (ОЭСР/МАГАТЭ), 10^3 т**

Страна	Достоверные запасы	Вероятные или возможные запасы
Бразилия	68/0	1200/0
Канада	0/0	293/0
Дания (Гренландия)	0/54	0/32
Египет	15/0	280/0
Финляндия	0/0	60/0
Индия	319/0	0/0
Норвегия	132/0	132/0
Турция	0/330	0/440
США	108/14	261/17
Прочие	33/0	30/0
Итого	675/398	2256/489

Примечание. В числителе – при стоимости извлечения менее 75 дол./кг Th, в знаменателе – более 75 дол./кг Th.

Мировое производство тория в период 1978 – 1980 гг. составило примерно 150 т ThO_2 в год.

3.2.3. Потребности в уране и его запасы

В гл. 1 показана зависимость будущего развития ядерной энергетики от ряда факторов, а также отмечена некоторая неопределенность прогнозов на 50 лет и более. Аналогичная ситуация существует в оценке потребности и ресурсов природного урана. Сравнение потребности в уране (см. рис. 3.2 и табл. 3.1) с запасами урана (см. табл. 3.2 и 3.3) показывает, что в случае применения реакторов с относительно большим потреблением урана (LWR или HWR без переработки топлива) достоверные запасы урана будут исчерпаны к 2000 – 2025 гг. Затем будут разрабатываться предполагаемые ресурсы урана. Для разработки этих ресурсов и производства урана потребуются определенные усилия. Сравнение данных табл. 3.4 и рис. 3.2 показывает, что при использовании LWR и HWR без переработки топлива мощности по производству и обогащению урана к 2000 г. должны быть сильно увеличены. При переработке и повторном использовании отработавшего топлива положение несколько улучшится. Однако коренное изменение сложившейся ситуации может произойти только с внедрением быстрых реакторов-размножителей. В этом случае годовая потребность в природном уране достигнет максимального значения приблизительно 100 000 т и с течением времени будет сведена к нулю. При промышленном внедрении быстрых реакторов в 2000 – 2010 гг. общая потребность в природном уране будет ограничена 3,0 – 4,5 млн. т. В этом случае вполне достаточно освоить достоверные и вероятные ресурсы урана со стоимостью извлечения до 130 дол./кг. Таким образом, переход от современных реакторов типа LWR к более совершенным реакторам-конвертерам и реакторам-размножителям необходимо будет осуществить к 2000 г. Сложившаяся в настоящее время ситуация вынуждает страны, не обладающие запасами урана и собственными мощностями по обогащению, покупать природный или обогащенный уран на мировом рынке. Переход к новым типам реакторов значительно снизит напряженность на рынке урана.

3.3. ПОЛУЧЕНИЕ КОНЦЕНТРАТА, ЧИСТЫХ СОЕДИНЕНИЙ И ПРЕОБРАЗОВАНИЕ УРАНА

Поскольку урановая руда обычно содержит только несколько десятых долей процента урана, для уменьшения загрузки транспорта уран необходимо отделить от пустой породы и попутных элементов. При получении концентратов урана в основном используется метод выщелачивания. Применяются также физические методы получения концентратов, такие, как измельчение и дробление, гравитационный, электростатический и флотационный способы обогащения руды. Для улучшения растворимости урана может применяться обжиг. В зависимости от химического и минералогического состава руд для выщелачивания применяются различные кислотные или щелочные реагенты, например серная, азотная и фтористоводородная кислоты или карбонаты щелочных элементов. С случае использования кислотного раствора наиболее предпочтительными являются метод ионного обмена или метод селективной экстракции.

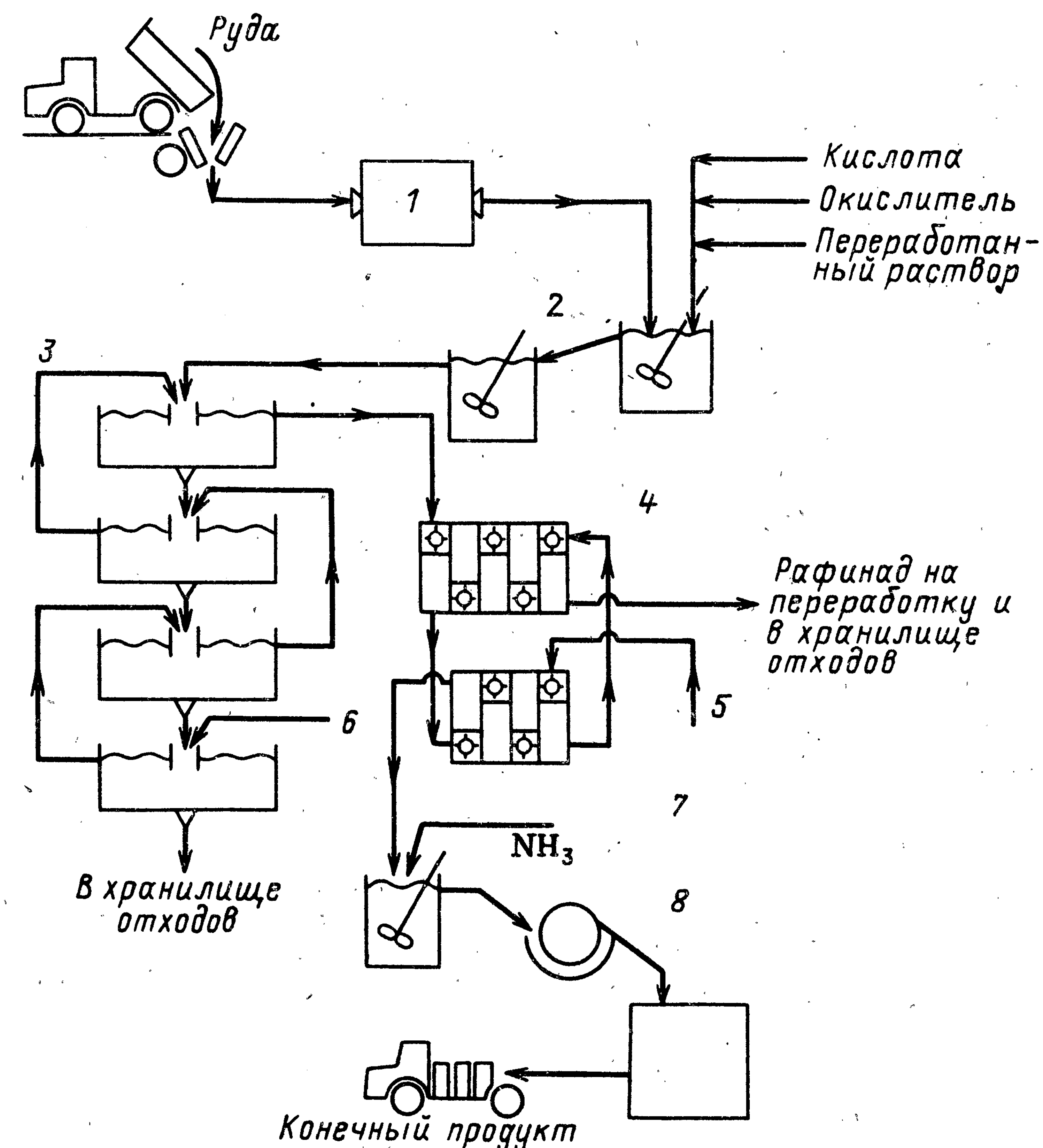


Рис. 3.3. Схема основных стадий переработки урановой руды:

1 – дробление и измельчение; *2* – выщелачивание; *3* – селективное выделение урана из растворов и пульп; *4, 7* – селективная экстракция; *5* – десорбция; *6* – промывка водой; *8* – осаждение, сушка и упаковка

На рис. 3.3 схематично показаны основные стадии переработки урановой руды. Поступающая с рудников руда измельчается до состояния мелкого песка. Если используется метод мокрого измельчения, то получаемая суспензия подается в контур выщелачивания, куда добавляется кислота. Для многих руд необходимо добавлять окислитель с тем, чтобы перевести уран в шестивалентное состояние, соединения которого имеют высокую растворимость. После выщелачивания происходит разделение жидкой и твердой фаз. Уран извлекают из раствора методом селективной экстракции или ионного обмена. Метод селективной экстракции основан на свойстве некоторых органических растворителей (обычно керосиновых растворов аминов) образовывать с солями урана или уранила нерастворимые в воде органические комплексы, которые затем можно реэкстрагировать, т. е. растворять в избытке растворителя и получать концентрированный раствор урана. Затем уран осаждается, обезвоживается и высушивается, упаковывается и отправляется на металлургичес-

кий завод для получения чистого металлического урана или его соединений.

Для использования концентратов природного урана в качестве топлива в реакторах они должны быть подвергнуты тонкой очистке от примесей. Для этого урановые концентраты растворяют в азотной кислоте, при этом закись–оксид урана переводится в уранилнитрат. Экстракция урана проводится в растворе трибутилфосфата в керосине. Тонкая очистка позволяет снизить содержание элементов, обладающих большим сечением захвата нейтронов, таких, как бор, кадмий и других редкоземельных элементов, до нескольких миллионных долей процента. Кроме того, значительно уменьшается и содержание других элементов. В результате тонкой очистки получают один из оксидов урана UO_2, UO_3 или U_3O_8.

Оксиды урана превращают в газообразный гексафторид урана UF_6, используемый в производстве обогащенного урана. UF_6 является наиболее летучим соединением урана, с температурой кипения (точкой сублимации) 56,5 °C при давлении 0,1 МПа.

3.4. ОБОГАЩЕНИЕ УРАНА

3.4.1. Введение

Для использования природного урана в качестве топлива в реакторах требуются различные материалы: замедлители, теплоносители, конструкционные материалы и поглотители нейтронов. Например, такие материалы, как тяжелая вода, графит или газы. В то же время если в качестве конструкционного материала применить сталь, а в качестве замедлителя и теплоносителя обычную воду, то использование природного урана в качестве ядерного топлива таких реакторов невозможно.

Расчеты показывают, что только тяжеловодные и газографитовые реакторы могут работать на природном уране. Для других реакторов, особенно для LWR, используется урановое топливо с более высоким содержанием ^{235}U.

Для LWR необходим уран с обогащением 2 – 3%, т. е. с низкой степенью обогащения. Для высокотемпературных газовых реакторов необходим уран с обогащением 8 – 20% (средняя степень обогащения). Для усовершенствованных реакторов-конвертеров с высоким коэффициентом воспроизводства, использующих уран-ториевое топливо, необходим уран с обогащением 93% (высокая степень обогащения). Более детально эти вопросы рассмотрены в гл. 6.

3.4.2. Схемы заводов по обогащению урана

Установки по изотопному разделению состоят из набора разделительных элементов, в которых исходный продукт разделяется на функцию, обогащенную необходимым изотопом, и отвальную фракцию (или просто отвал), обедненную этим изотопом (рис. 3.4, *а*).

Один или несколько разделительных элементов, соединенных параллельно между собой, называют разделительной ступенью (рис. 3.4, *б*).

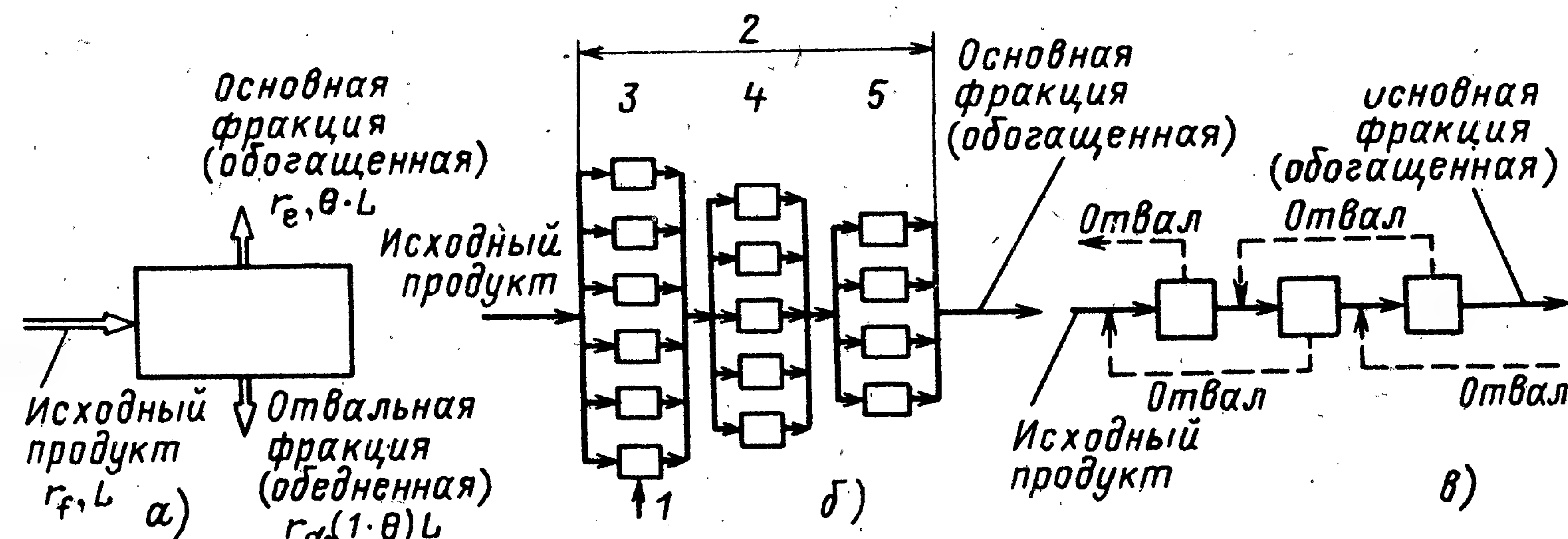


Рис. 3.4. Схемы разделительного элемента, разделительной ступени и разделительного каскада на обогатительных заводах:

1 – разделительный элемент; *2* – каскад; *3* – ступень $S - 1$; *4* – ступень S; *5* – ступень $S + 1$

Во всех элементах одной ступени исходный продукт, продукция и отвальная фракция имеют один и тот же изотопный состав. Необходимый изотопный состав (обогащение) может быть достигнут путем соединения нескольких ступеней. Такая компоновка называется разделительным каскадом. На заводах по изотопному разделению в основном используются противоточные каскады, в которых отвал одной ступени используется для разделения в следующей ступени (рис. 3.4, *в*).

Критерием оценки процесса обогащения является коэффициент разделения или коэффициент обогащения. Если через r обозначить отношение количества ядер ^{235}U к количеству ядер ^{238}U в газообразном UF_6 и если r_e определяет это отношение в продукте (обогащенной фракции), r_d в отвале (обедненной фракции), а r_f в исходном продукте элемента или ступени, то коэффициент разделения

$$f = r_e/r_d,$$

а коэффициент обогащения

$$a = r_e/r_f.$$

При пропускании Z исходного материала через разделительную ступень образуется θZ легкой фракции (обогащенный продукт) и $(1 - \theta)Z$ тяжелой фракции (обедненный продукт). Здесь θ является отношением потока обогащенного продукта к расходу исходного продукта. Для природного урана значение коэффициента $r_f = 0{,}0072$ (0,72% ^{235}U), и для достижения требуемого обогащения необходимо иметь несколько каскадов. На современных обогатительных заводах содержание ^{235}U в обедненной фракции r_d составляет 0,2 – 0,3%. Ожидается, что в будущем на более совершенных заводах по обогащению значение этой величины будет менее 0,1%, что приведет к меньшему потреблению природного урана (см. пп. 3.4.7).

Количественной мерой работы является единица разделительной работы ЕРР. Она имеет размерность массы и выражается в килограммах или тоннах ЕРР. Производственную мощность заводов по обогащению

Таблица 3.6. **Производительность действующих и планируемых заводов по обогащению урана (МОЯТЦ), 10^3 т ЕРР/год**

Страна	1980 г.	1985 г.	1990 – 1995 гг.
Газодиффузионные методы обогащения			
США	10,5	25,6	25,6
Франция	6	10,8	10,8 – 20,8
Центрифужные методы обогащения			
ФРГ, Великобритания, Нидерланды	0,5	2,0	10,0 – 17,5
США	–	–	4 – 8,8
Япония	0,02	0,35	2,5 – 5,5
Аэродинамические методы обогащения			
Бразилия, ФРГ, Южная Африка	–	0,5	0,5
Итого	17	39,25	53,4 – 78,7

принято выражать в тоннах ЕРР в год. Потребление энергии на единицу разделительной работы выражается в кВт · ч/кг ЕРР.

В настоящее время обогащение урана осуществляется в основном методом газовой диффузии, разработанном в США в рамках Манхэттенского проекта. Метод обогащения с использованием газовой центрифуги находится в стадии промышленного внедрения в Европе, США и Японии. Другие методы, такие, как метод разделительного сопла и метод Геликона (оба основаны на аэродинамических процессах), применяются на опытных установках. Лазерное, химическое и плазменное разделения изотопов находятся в стадии научно-исследовательских разработок.

В табл. 3.6 представлены действующие, сооружаемые и планируемые к строительству мощности по обогащению урана. Как видно из табл. 3.6, в 1980 г. на долю газодиффузионных заводов приходилось 98% всех мощностей по обогащению. Ожидается, что центрифужный метод обогащения урана будет внедрен в 1985 – 1990 гг.

3.4.3. Обогащение урана газодиффузионным методом

Обогащение урана методом газовой диффузии основано на явлении молекулярной диффузии через микропоры мембран (перегородок). В замкнутом пространстве при тепловом равновесии все молекулы газовой смеси обладают одной и той же средней кинетической энергией. В этом случае менее тяжелые молекулы $^{235}UF_6$ обладают большей средней скоростью теплового движения и поэтому чаще ударяются о пористую перегородку, чем более тяжелые молекулы $^{238}UF_6$. В результате через микропоры перегородки чаще будут проникать (диффундировать) более легкие молекулы $^{235}UF_6$. Оставшаяся смесь будет обеднена более легкими изотопами.

Основным оборудованием в газодиффузионном процессе является диффузионная камера (рис. 3.5), разделенная на две части пористой перегородкой. На входе камеры постоянное давление поддерживается

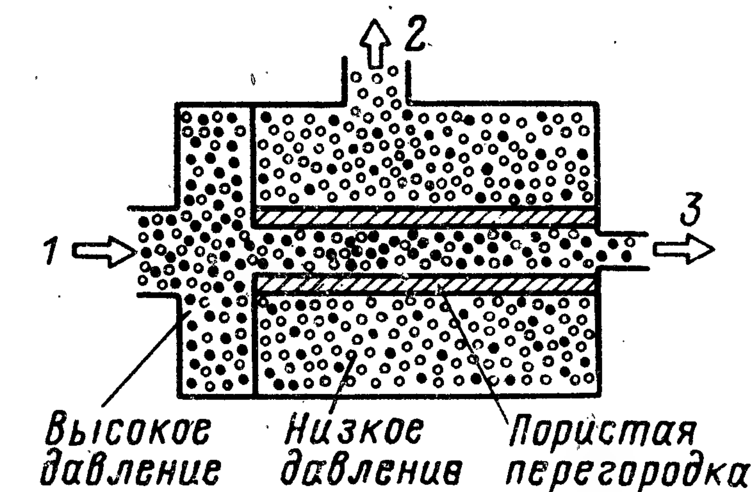


Рис. 3.5. Схема газодиффузионной камеры:

1 – исходный продукт; *2* – обогащенная фракция; *3* – обедненная фракция

при помощи компрессора. Теплота, получаемая гексафторидом урана в результате сжатия, отводится с помощью теплообменника. Со стороны обедненного газа скорость потока регулируется клапаном (рис. 3.6). Коэффициент обогащения газодиффузионной меры невелик (идеальный коэффициент обогащения α = 1,0043). Поэтому для получения низкообогащенного урана для LWR на газодиффузионном заводе необходимо установить 1000 – 1500 ступеней. Для получения высокообогащенного урана требуется несколько тысяч ступеней.

На рис. 3.7 показано основное оборудование ступени одного из газодиффузионных заводов США, на котором используется многоступенчатый осевой компрессор. Для обеспечения надежной герметичности и исключения подсосов воздуха в вакуумную полость компрессора и утечки UF_6 используются специальные уплотнения. Крепление пористой перегородки (диффузора) выполнено по аналогии с креплением в теплообменнике. Холодильник вмонтирован в диффузор.

Конструкция пористой перегородки диффузионной камеры должна удовлетворять многим требованиям. Во-первых, она должна быть устойчива к коррозионному воздействию гексафторида урана при температуре 80 °С. Во-вторых, она должна иметь минимально возможную толщину и поры с радиусом меньше 10^{-2} мкм и в то же время обладать высокой степенью пористости (более 10^9 пор/см^2). Кроме того, она должна обладать достаточной механической прочностью, чтобы противостоять перепадам давления и вибрациям. В настоящее время применяются два типа тонкостенных пористых перегородок:

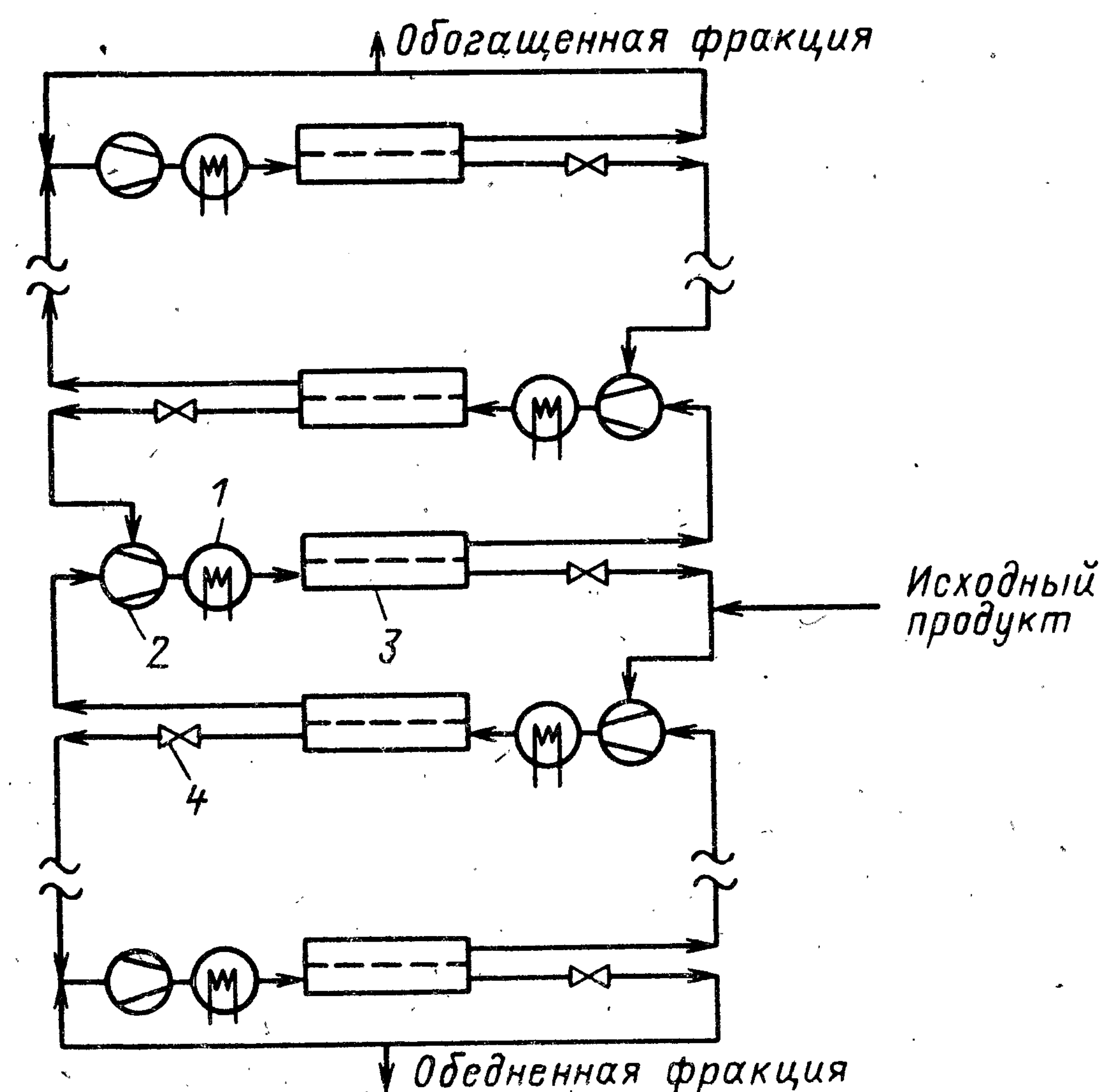


Рис. 3.6. Схема газодиффузионного каскада:

1 – холодильник; *2* – компрессор; *3* – диффузор; *4* – регулирующий клапан

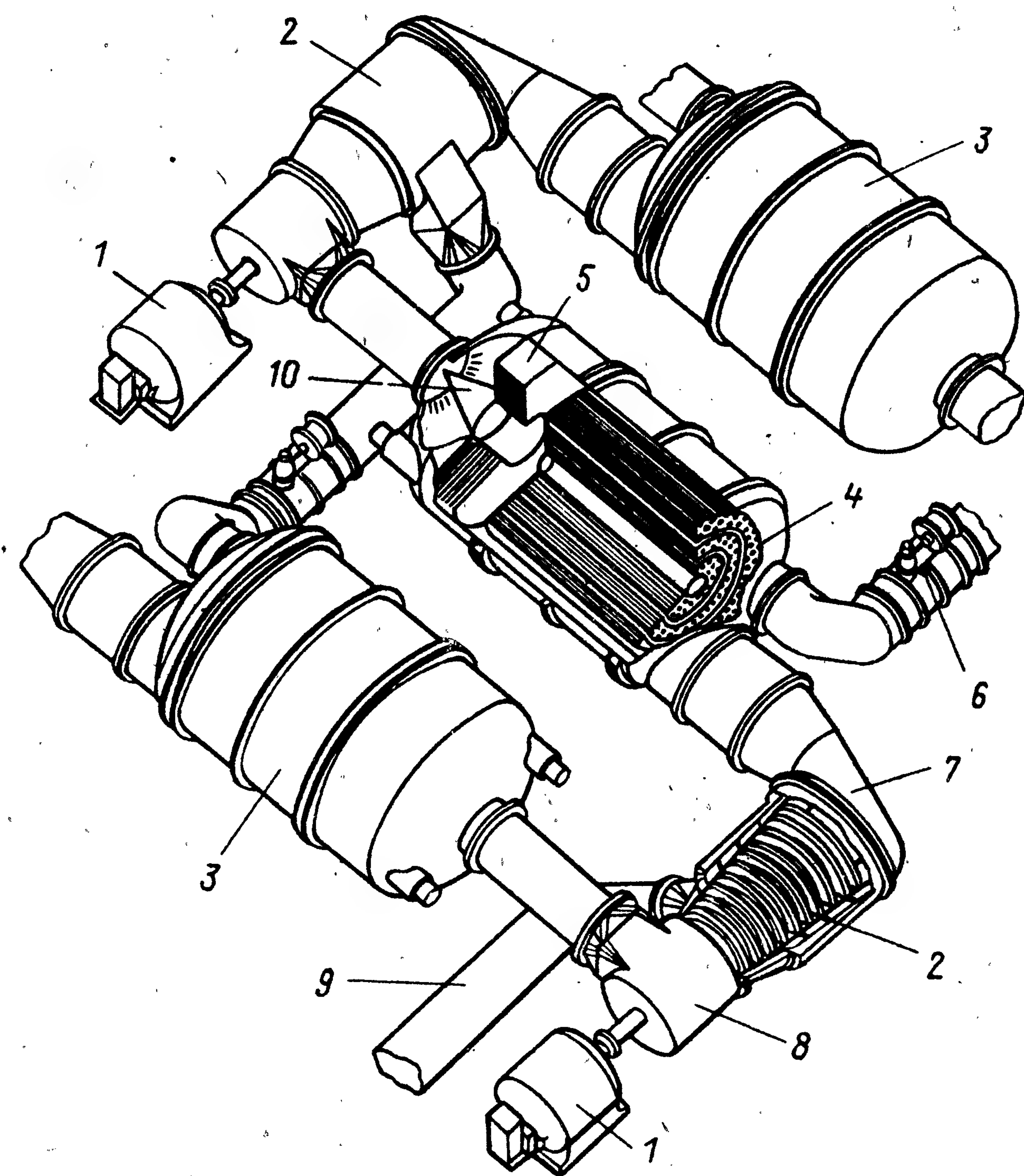


Рис. 3.7. Основное оборудование разделительной ступени газодиффузионного завода: *1* – электродвигатель; *2* – компрессор; *3* – диффузор; *4* – трубчатые перегородки; *5* – теплообменник; *6* – регулирующий клапан; *7* – вход компрессора; *8* – выход компрессора; *9* – патрубок для подачи обедненной фракции; *10* – входной диффузор

перегородки пленочного типа, микропоры в которых получают путем выщелачивания определенных составляющих диспергированного сплава или путем электролитического травления тонкой алюминиевой фольги;

керамические перегородки, микропоры в которых создаются в процессе спекания порошков (например, порошков оксида алюминия или никеля).

На современных газодиффузионных заводах США применяют цилиндрические пористые перегородки из спеченного никелиевого порошка, собранные в пучок и помещенные в цилиндрический диффузор (см. рис. 3.7).

В настоящее время в США эксплуатируются три газодиффузионных завода в Ок-Ридже, Падьюке и Портсмуте, которые производят наибольшую часть обогащенного урана, поставляемого на рынок в последние годы. В 1982 г. во Франции завершено строительство газодиффузионного завода в Трикастене (см. табл. 3.6).

Удельное потребление энергии на современных газодиффузионных заводах составляет 2400 кВт · ч/кг ЕРР, это значительно больше, чем при центрифужном методе обогащения (см. ниже). Однако при применении

Таблица 3.7. **Сравнение технических характеристик заводов по обогащению урана центрифужным и газодиффузионным методами (МОЯТЦ)**

Характеристика	Газодиффузионный завод, "Евродиф" (Трикастен)	Центрифужный завод, "Юренко" (Альмело, Кейпенхерст)
Производительность, 10^3 т ЕРР/год	10,8	1
Обогащение урана, %	3,25/2,6/1,9/1,5	3
Расход природного урана, т/год	14 050	1272
Содержание урана-235 в отвале, %	0,2	0,2
Получение обедненного урана, т/год	11 260	1040
Количество каскадов в серии	1400	12
Количество элементарных разделительных ступеней	1400	Десятки тысяч
Потребляемая мощность, МВт (эл.)	3000	20
Необходимая площадь, $м^2 \times 10^4$	250	15

газодиффузионного метода требуемые капитальные затраты, отнесенные к производительности 1 кг ЕРР/год, составляют 450 – 600 дол., а при применении центрифужного метода 600 – 800 дол. (все в ценах 1979 г.). Минимальная мощность конкурентоспособного газодиффузионного завода должна составлять 5000 – 6000 т ЕРР/год, в то время как для центрифужного завода только примерно 1000 т ЕРР/год. В табл. 3.7 сравниваются основные технические характеристики газодиффузионного и центрифужного обогатительных заводов.

3.4.4. Центрифужный метод обогащения

Этот метод основан на эффекте разделения изотопов в центробежном поле, усиливающемся противоточной циркуляцией газа в центрифуге. Он разрабатывался параллельно в нескольких странах с середины 50-х годов и в настоящее время применяется в промышленном масштабе, конкурируя с газодиффузионным методом обогащения.

Под действием возникающей внутри высокоскоростной центрифуги центробежной силы более тяжелые молекулы $^{238}UF_6$ движутся ближе к стенке центрифуги, чем более легкие молекулы $^{235}UF_6$. Таким образом, происходит частичное разделение изотопов в радиальном направлении. В зависимости от окружной скорости (400 – 700 м/с) достигается очень высокое соотношение между давлением у оси и у стенки центрифуги. Так как около оси центрифуги создается разрежение, разделение гексафторида урана должно происходить вблизи ее стенки. В табл. 3.8 даны значения коэффициента разделения, зависящие не только от окружной скорости, но и от температуры газа. На современных заводах центрифуги работают в режиме противоточной циркуляции газа. В противоточных центрифугах использование внутренней циркуляции газа повышает эффективность элементарных процессов разделения, происходящих в радиальной плоскости, и одна противоточная центрифуга действует как небольшой разделительный каскад. При этом достигается коэффициент разделения 1,2 – 1,5. Для получения урана с обогащением 3% по ^{235}U требуется всего 12 каскадов. На рис. 3.9 дана схема противоточной центрифуги.

Таблица 3.8. **Коэффициент разделения изотопов урана и соотношение давления UF_6 при различной окружной скорости (T = 310 К)**

Окружная скорость, м/с	Коэффициент разделения	Отношение давления UF_6 около оси к давлению около стенки центрифуги	Окружная скорость, м/с	Коэффициент разделения	Отношение давления UF_6 около оси к давлению около стенки центрифуги
400	1,0975	$5{,}5 \cdot 10^4$	600	1,233	$4{,}6 \cdot 10^{10}$
500	1,156	$2{,}5 \cdot 10^7$	700	1,329	$3{,}3 \cdot 10^{14}$

Подвод питательного газа в центрифугу осуществляется через центральную трубу. Выход обогащенного UF_6 осуществляется в верхней части центрифуги через трубку, напоминающую небольшую трубку Пито и расположенную перпендикулярно оси ротора. Трубка сообщается с небольшой камерой, которая предусмотрена для отвода обогащенного газа из центрифуги и предотвращения его взаимодействия с потоком входящего газа. Выход обедненного UF_6 происходит через аналогичную трубку, расположенную в нижней части ротора. Она служит не только для отвода обедненного UF_6, но и для осуществления взаимодействия с находящимся во вращении газом, что и создает противоточную циркуляцию газа: в центре, ближе к оси, газ движется вверх, а около стенки вниз. Аналогичный эффект может быть создан за счет вертикального градиента температуры (небольшой подогрев нижней крышки и незначительное охлаждение верхней). Для изготовления ротора высокоскоростных центрифуг необходим прочный материал с небольшой плотностью. До настоящего времени роторы изготавливались из алюминия, при этом допускалась максимальная окружная скорость 400 м/с. Сейчас алюминий все больше заменяется другими материалами, такими, как титан, специальные стали и композиционные материалы (стекло, углеродистое волокно, ароматические полиамиды), допускающие окружную скорость 600 – 1000 м/с.

С 1977 г. в Кейпенхерсте (Великобритания) и в Альмело (Нидерланды) эксплуатируются два завода по обогащению урана центрифужным методом производительностью 200 т ЕРР/год. Аналогичные

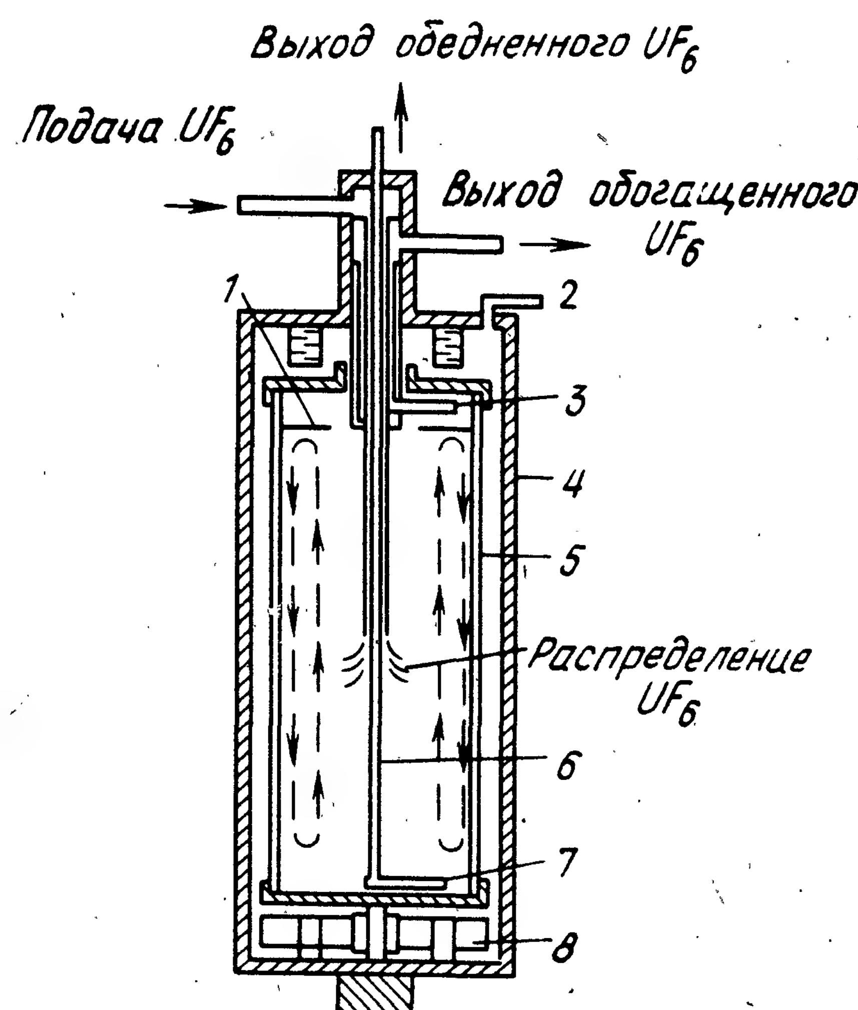


Рис. 3.8. Схема противоточной газовой центрифуги:

1 – отражательная перегородка; *2* – вакуумная система; *3* – трубка для отвода обогащенного UF_6; *4* – кожух; *5* – ротор; *6* – стойка; *7* – трубка для отвода обедненного UF_6; *8* – электродвигатель

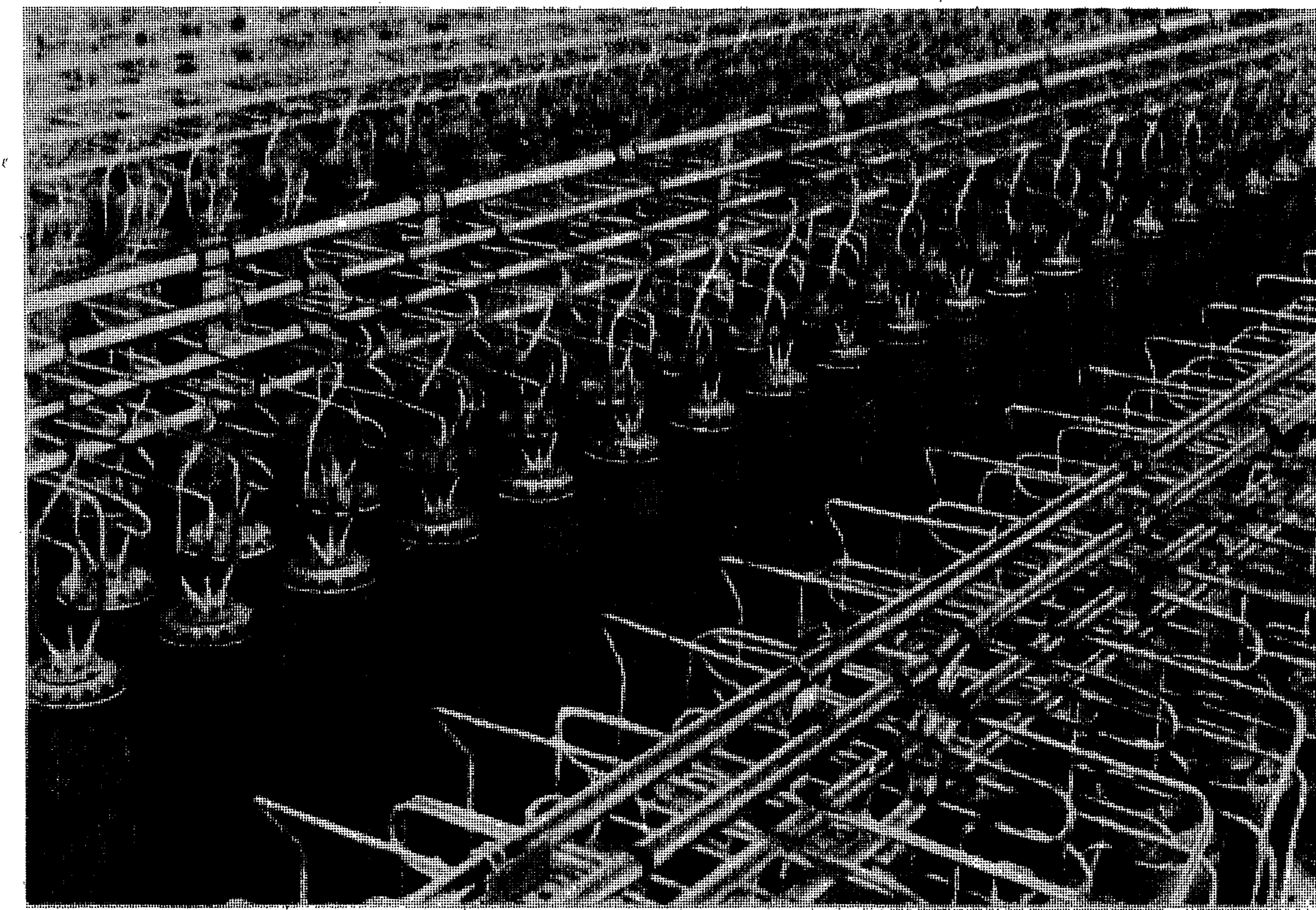


Рис. 3.9. Общий вид центрифуг на демонстрационном заводе в Альмело, Нидерланды (URANIT)

опытные установки эксплуатируются в США и Японии. На рис. 3.9 дана фотография части завода по обогащению урана с центрифугами в Альмело. Количество центрифуг на заводе производительностью 200 т ЕРР/год равно 40 000. Увеличение мощностей для центрифужного обогащения ожидается в период 1985 – 1990 гг. (см. табл. 3.6). После 1990 – 1995 гг. мощность этих заводов достигнет 20 000 т ЕРР/год.

Хотя капитальные затраты на строительство заводов по обогащению урана центрифужным методом выше, удельное потребление энергии на них составляет 100 – 400 кВт · ч/кг ЕРР, т. е. значительно меньше, чем на газодиффузионных заводах.

3.4.5. Аэродинамические методы

Разработаны два аэродинамических метода разделения изотопов урана, один из них в ФРГ (метод разделительного сопла), другой в ЮАР (усовершенствованный метод вихревой трубы). Метод разделительного соп-

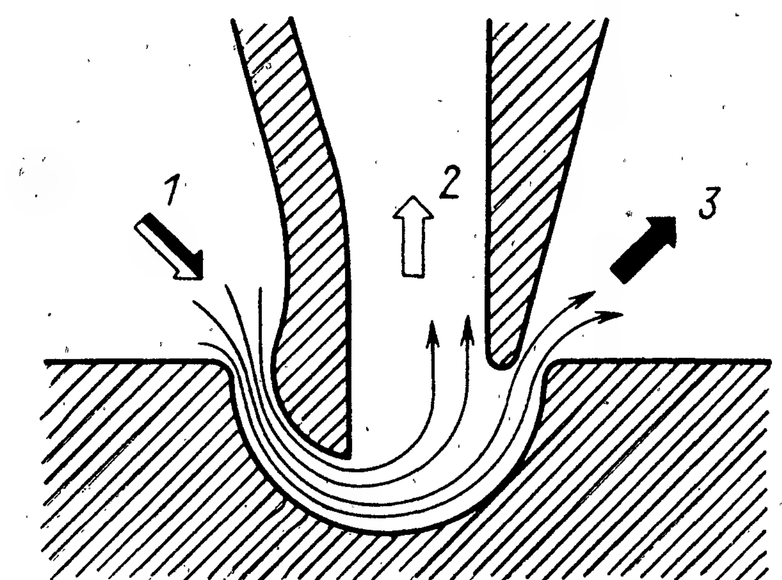


Рис. 3.10. Схема работы разделительного сопла:

1 – вход газовой смеси (4% UF_6, 96% H_2); *2* – легкая фракция, обогащенная ^{235}U и H_2; *3* – тяжелая фракция, обедненная ^{235}U и H_2

ла основан на явлении диффузии под действием центробежных сил (рис. 3.10). Питающий газ является смесью H_2 или Не (96%) и UF_6 (48%). Метод вихревой трубы является усовершенствованным методом разделительного сопла. Первым шагом в промышленном освоении метода разделительного сопла будет строительство опытного завода в Бразилии мощностью около 300 т ЕРР/год. В ЮАР планируется строительство небольшой опытной установки мощностью 80 – 90 т ЕРР/год.

Удельный капитальные затраты и удельное потребление энергии на обогатительных заводах, использующих эти методы, будут приблизительно такими же, как и на газодиффузионных заводах.

3.4.6. Усовершенствованные методы разделения

Метод лазерного разделения изотопов основан на выборочном возбуждении с последующей ионизацией, диссоциацией или химическом соединении атомов урана или молекул гексафторида урана лазерным пучком. В настоящее время разработка этого метода ведется сразу в нескольких странах. Во Франции проводятся исследования по применению метода химического обмена для разделения изотопов урана. Изучаются также методы электромагнитного разделения, основанные на применении вихревой плазмы и на выборочном резонансном нагреве плазмы урана.

3.4.7. Оптимальное содержание урана в отвале

Для АЭС с LWR мощностью 1 ГВт(эл.) в качестве начальной загрузки требуется 84 т обогащенного урана. Это значит, что при содержании ^{235}U в отвале 0,2% потребуется 367 т природного урана и 257 т ЕРР. С учетом перегрузок топлива за 30 лет эксплуатации реактора при среднем обогащении 3,15% необходимо 4220 т природного урана и 3320 т ЕРР. Если уменьшить содержание ^{235}U в отвале, то количество необходимого природного урана можно уменьшить, но зато увеличится объем разделительных работ.

Таким образом, потребность в природном уране можно сократить за счет уменьшения концентрации ^{235}U в отвале, что, в свою очередь, приведет к увеличению объема разделительных работ. Существует оптимальное содержание ^{235}U в отвале, которое зависит от стоимости разделительной работы и стоимости природного урана, включая преобразование урана в UF_6. При стоимости природного урана 100 дол./кг и стоимости обогащения 100 дол./кг ЕРР оптимальное содержание ^{235}U в отвале составляет 0,218%. Примерно такое содержание ^{235}U в отвале реализуется на современных обогатительных заводах. Получить содержание ^{235}U в отвале ниже 0,20% технически возможно, однако в этом случае работа обогатительных заводов может оказаться экономически неоправданной.

3.5. ПРОИЗВОДСТВО ТОПЛИВА

В настоящее время уран в активной зоне энергетических реакторов используется исключительно в виде таблеток диоксида урана (UO_2). Только в реакторах HTR и HTGR применяются частицы небольшого

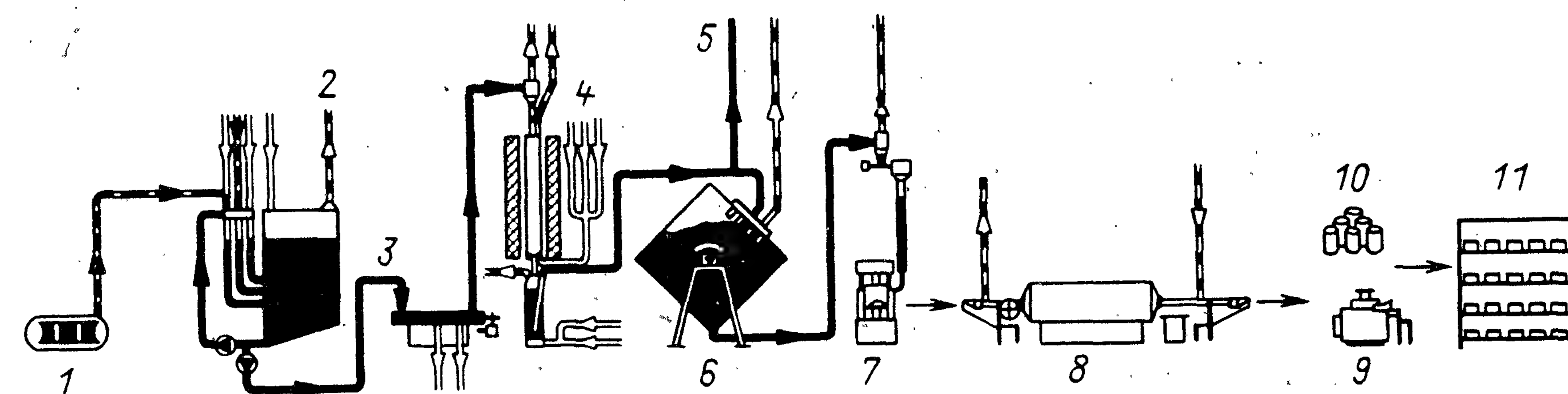


Рис. 3.11. Схема производства таблеток UO_2:

1 – получение газообразного UF_6; *2* – осаждение; *3* – ротационный фильтр; *4* – печь с кипящим слоем; *5* – подача порошка UO_2; *6* – роторный смеситель; *7* – прессование таблеток UO_2; *8* – печь толкательного типа для обжига таблеток; *9* – круглошлифовальный станок; *10* – таблетки UO_2; *11* – хранилище таблеток UO_2

размера из оксидов или карбидов урана. Исходным материалом для получения таблеток UO_2 из обогащенного урана служит газообразный UF_6, доставляемый с обогатительных заводов в контейнерах массой приблизительно по 1,5 т. В настоящее время существует несколько процессов преобразования UF_6 в UO_2. Один из этих процессов, так называемый AUC-процесс (аммониумуранилкарбонатный), используется в ФРГ (рис. 3.11). Сначала газообразный UF_6 пропускают через водный раствор и получают уранилфторид (UO_2F_2). Затем, смешивая его с аммиаком (NH_3) и CO_2, получают уранилкарбонат аммония, который выпадает в осадок. Суспензию пропускают через ротационный фильтр, промывают и помещают в печь с кипящим слоем, где NH_3 и CO_2 под воздействием температуры распадаются. Получаемый триоксид урана UO_3 при температуре примерно 500 °С восстанавливается водородом до диоксида урана UO_2. Содержание остаточных фтористых соединений в порошке UO_2 уменьшают до 0,01% путем пропускания водяного пара при температуре 650 °С. Таблетки из UO_2 получают методом порошковой металлургии. Сначала порошок UO_2 гомогенизируют, а затем при помощи дробления и просеивания получают мелкодисперсный порошок. После добавления связующих и смазочных материалов таблетки прессуют до плотности приблизительно 5,5 г/см^3. В специальной печи для обжига при температуре 500 – 1000 °С связующие и смазочные материалы, а также фториды улетучиваются, и оксид урана восстанавливается водородом до стехиометрического состава UO_2. После этого таблетки спекают в течение 2 – 3 ч при температуре 1600 – 1750 °С; при этом плотность таблеток становится равной 10,3 – 10,5 г/см^3. Затем на круглошлифовальном станке таблетки обрабатывают до нужных размеров.

После всех этих операций проводится контроль качества таблеток, во время которого проверяются геометрические размеры, качество поверхности, содержание влаги и соотношение атомов кислорода и урана. После контроля качества таблетки могут использоваться для изготовления твэлов. В LWR и реакторах типа CANDU твэлы представляют собой тонкостенные циркалоевые трубки с таблетками UO_2, герметизированные с торцов сваркой. Твэлы собираются в тепловыделяющие сборки – ТВС (см. рис. 4.3 и 4.4). Производство керамического уранового и ториево-

го топлива для HTGR описано в пп. 7.3.3. Конструкция призматических и шаровых твэлов и ТВС для этих реакторов рассмотрена в пп. 4.2.2. Производству таблеток из смеси PuO_2 и UO_2, используемых в быстрых реакторах, посвящены пп. 7.2.2 и 7.4.5.

4. РЕАКТОРЫ-КОНВЕРТЕРЫ С ТЕПЛОВЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

4.1. ЛЕГКОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

В настоящее время в ядерной энергетике в основном применяются легководные реакторы (LWR) двух видов: реакторы с водой под давлением (PWR) и реакторы с кипящей водой (BWR) (см. табл. 1.1). В LWR используется обогащенное урановое топливо, что позволяет применять в активной зоне более широкий ассортимент конструкционных и других материалов, в том числе обычную воду, одновременно служащую теплоносителем и замедлителем. Вырабатываемая в реакторе теплота воспринимается водой первого циркуляционного контура, работающего при высоком давлении. Отсюда теплота передается теплоносителю второго контура, в парогенераторе которого производится пар, приводящий в движение турбогенератор. За более чем двадцатилетний срок развития реакторы PWR и BWR достигли высокой технической зрелости. Мощность одного энергоблока достигает 1300 МВт (эл.). Наиболее важные характеристики мощных энергоблоков с PWR и BWR приведены в табл. 4.1.

Таблица 4.1. **Основные характеристики энергоблоков с PWR и BWR**

Характеристика	PWR Kraftwerk Unoin	BWR General Electric
Реактор		
Мощность, МВт:		
тепловая	3780	3580
электрическая		
брутто	1300	1270
нетто	1240	1220
КПД нетто, %	32,8	34,1
Активная зона		
Эквивалентный диаметр, м	3,6	4,9
Высота, м	3,9	3,8
Энергонапряженность, кВт/л	95	54
Удельная мощность урана, кВт/кг	36,5	23
Количество ТВС	193	748
Загрузка урана, т	103,5	136,2
Выгорание выгружаемого топлива, МВт · сут/кг	35	28,4
Доля перегружаемого топлива в год	1/3	1/4*
Содержание в отработавшем топливе ^{235}U	0,82	0,8
делящегося плутония	0,66	0,6

Табл. 4.1 (продолжение)

Характеристика	PWR Kraftwerk Unoin	BWR General Electric
ТВС и органы регулирования		
Топливо	UO_2	UO_2
Начальное обогащение урана, %	1,9, 2,5, 3,2	2 – 3
Обогащение урана для подпитки, %	3,4	2,4 – 3
Материал оболочки твэла	Циркаллой-4	Циркаллой-2
Наружный диаметр твэла, мм	10,75	12,3
Толщина оболочки твэла, мм	0,725	0,81
Шаг решетки твэлов, мм	14,3	16,2
Средняя линейная мощность твэла, Вт/см	208	203
Средний тепловой поток на поверхности твэла, Вт/см²	61	52,5
Количество твэлов в ТВС	16 x 16	8 x 8
Поглощающий орган регулирования	Пучок из 20 пэлов, вводимый в ТВС	Крестообразный поглотитель, вводимый снизу между четырьмя ТВС
Количество органов регулирования	61	177
Первый контур		
Полный расход теплоносителя, т/с	18,8	13,1
Давление, МПа	15,8	6,8
Температура на входе в реактор, °С	292	216
Температура на выходе из реактора, °С	326	285
Второй контур		
Паропроизводительность, т/с	2	2
Давление пара, МПа	6,8	7,0
Температура пара, °С	285	286

* Или 1/3 в 1,5 года.

4.1.1. Реакторы с водой под давлением

Реакторы типа PWR появились в начале 50-х годов в США как энергетические установки для атомных подводных лодок ("Наутилус", 1954 г.). Успешный опыт создания реакторов данной конструкции для военно-морского флота был использован при проектировании первой экспериментальной энергетической установки для мирных целей – АЭС Шиппингпорт мощностью 60 МВт (эл.), которая была пущена в 1957 г. Современные PWR, сооружаемые в различных странах мира, основаны на тех же технических принципах. В данной главе описывается конструкция PWR фирмы Kraftwerk Union (ФРГ) мощностью 1300 МВт (эл.). Конструкции PWR других фирм имеют некоторые отличия, несущественные для понимания основных принципов действия таких реакторов.

На рис. 4.1 представлена принципиальная технологическая схема энергоблока с PWR мощностью 1300 МВт (эл.). Теплота, вырабатываемая в активной зоне реактора, передается от твэлов теплоносителю первого контура. Циркуляция воды в первом контуре обеспечивается циркуля-

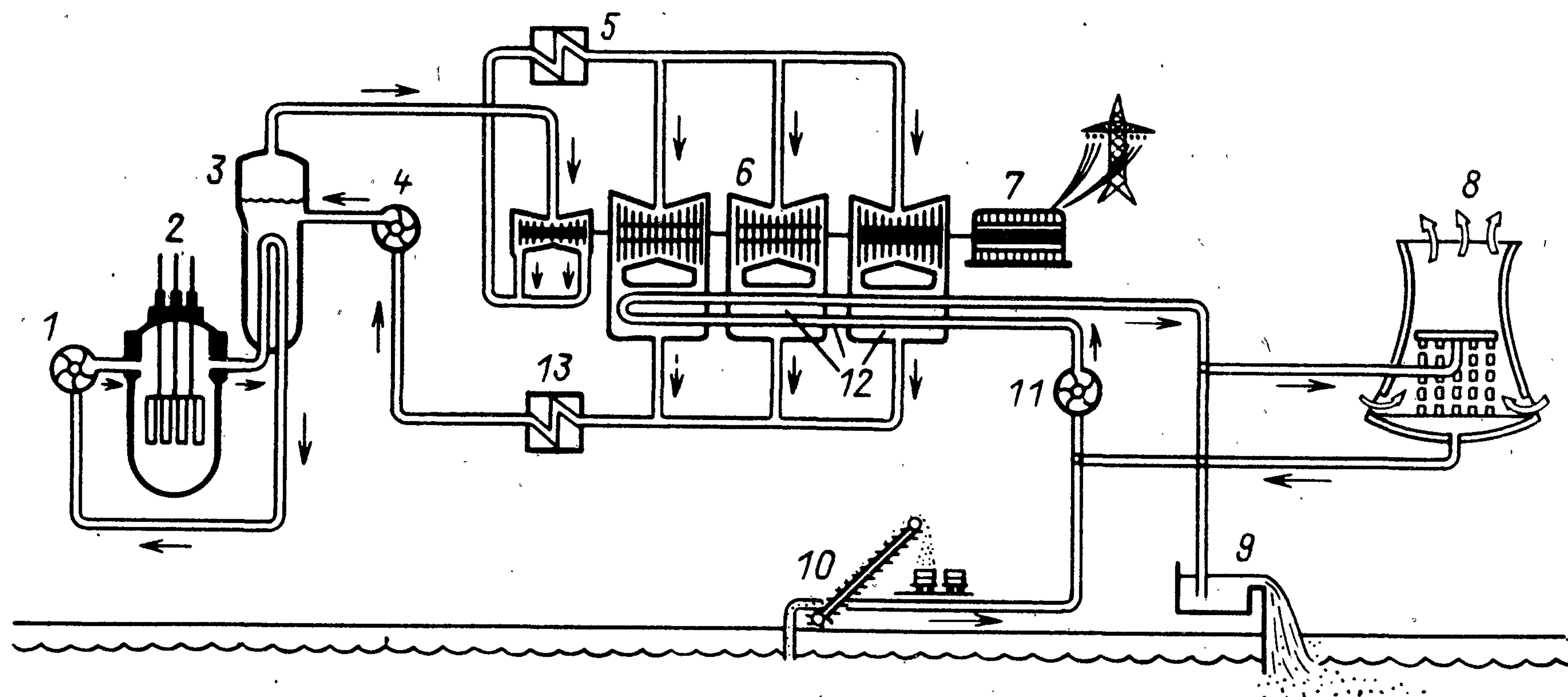


Рис. 4.1. Принципиальная технологическая схема энергоблока 1300 МВт (эл.) с PWR (Kraftwerk Union):

1 – главный циркуляционный насос; *2* – реактор; *3* – парогенератор; *4* – питательный насос; *5* – сепаратор и подогреватель; *6* – турбина; *7* – генератор; *8* – сухая градирня; *9* – переливной бассейн; *10* – система очистки воды для охлаждения конденсатора; *11* – насос контура охлаждения конденсатора; *12* – конденсатор; *13* – подогреватель

ционными насосами, температура воды на входе в реактор 292 °С, на выходе 326 °С. Из реактора вода поступает в четыре парогенератора, где и отдает теплоту во второй контур. Получаемый во втором контуре пар имеет давление 6,8 МПа, температуру 285 °С. Он приводит в действие турбогенератор. Отработавший в турбине пар направляется в конденсатор, откуда сконденсированная вода возвращается обратно в парогенератор. Теплота, выделяющаяся в конденсаторе, передается воде, которая сбрасывается в реку, озеро или море.

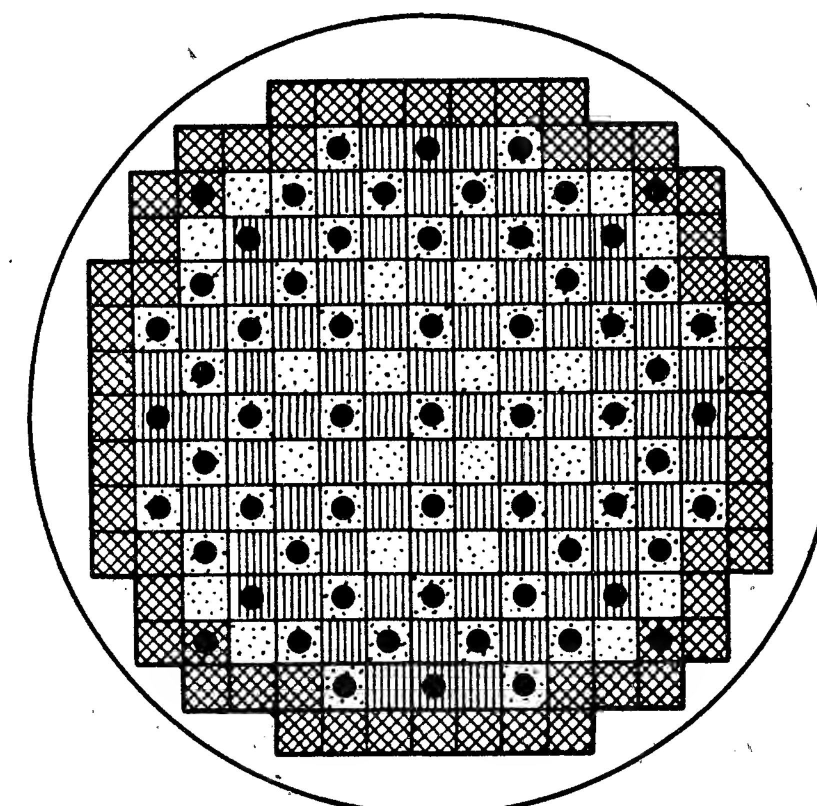
4.1.1.1. Активная зона

Первая топливная загрузка PWR содержит твэлы с ураном трех обогащений (1,9; 2,5 и 3,2%). Твэлы с более высоким обогащением урана размещаются на периферии активной зоны, с меньшим обогащением – во внутренних областях (рис. 4.2). Такое размещение топлива обеспечивает выравнивание распределения мощности по радиусу реактора. Подобный результат может быть получен при осуществлении перегрузок топлива с различным выгоранием урана в разных областях активной зоны. Средняя энергонапряженность активной зоны составляет около 95 кВт/л, а средняя удельная мощность урана – 36 кВт/кг. В настоящее время наибольшее среднее выгорание урана, достигнутое за полную трехлетнюю кампанию топлива, составляет 35 МВт · сут/кг. При этом для обеспечения одногодичного цикла перегрузок за один раз выполняют перегрузку третьей части наиболее выгоревших ТВС с заменой их на свежие ТВС с обогащением урана 3,4% и перестановку ТВС со средним и низким выгоранием.

Топливной композицией твэлов PWR является диоксид урана UO_2.

Рис. 4.2. Схема расположения ТВС и органов регулирования в активной зоне PWR на 1300 МВт (эл.) (Kraftwerk Union):

1 – ТВС с органом регулирования



Обогащение по массе, %

1,9 2,5 3,2 1

Порошок UO_2 прессуется и спекается в таблетки высотой и диаметром 10 мм со средней плотностью 10,4 г/см^3. Таблетки набираются в трубки (оболочки) из сплава циркалой-4 (рис. 4.3). Длита твэла с топливом, определяющая высоту активной зоны, составляет 3,9 м. Материал оболочек имеет низкое сечение поглощения нейтронов и хорошие механические свойства. Заполнение твэлов таблетками UO_2 осуществляется в гелиевой среде под давлением. Готовые твэлы собираются в тепловыделяющие сборки. Одна ТВС реактора PWR мощностью 1300 МВт (эл.) содержит 236 твэлов (рис. 4.4). Всего в активной зоне такого реактора 193 ТВС с общей массой урана 103,5 т. Некоторые ТВС содержат кроме твэлов поглощающие органы регулирования, представляющие собой соединенный пучок из 20 аксиально перемещаемых поглощающих элементов пэлов. Пэлы в качестве поглотителя нейтронов содержат карбид бора или серебряно-индиево-кадмиевый сплав.

Все ТВС, органы регулирования и внутризонные датчики контроля помещаются в большой корпус, рассчитанный на значительные давления и температуру (рис. 4.5). Корпус имеет внутренний диаметр 5 м, толщи-

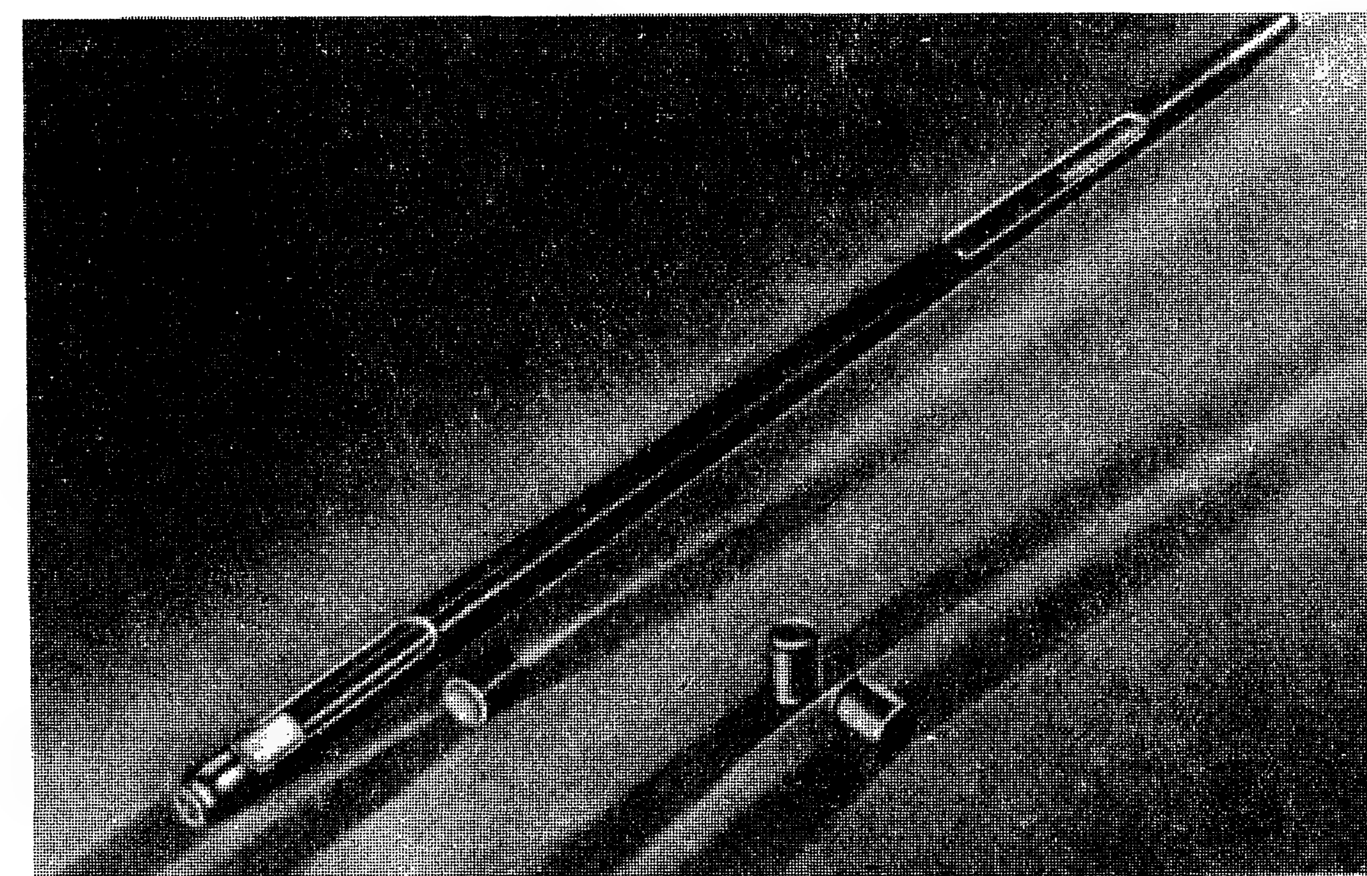


Рис. 4.3. Твэл реактора PWR (Kraftwerk Union)

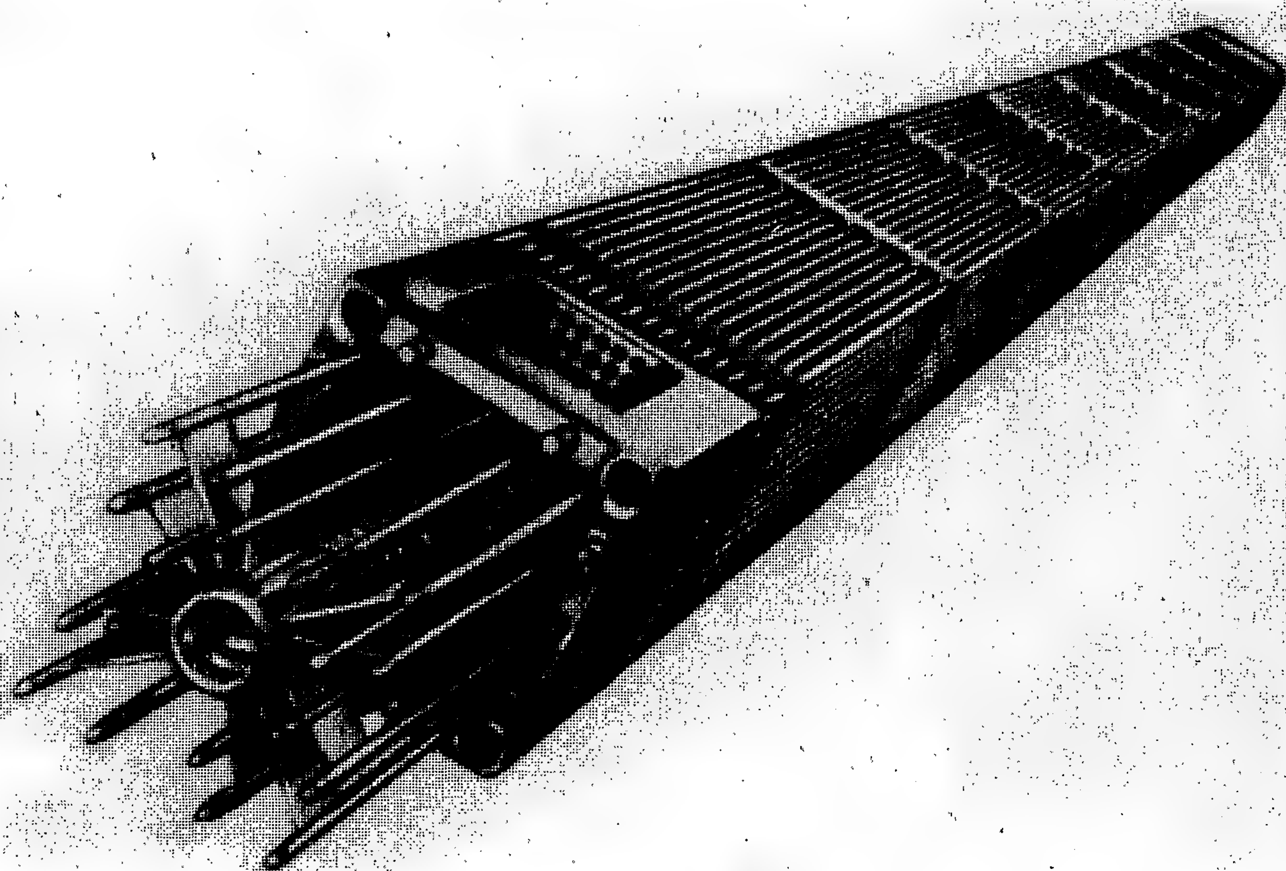


Рис. 4.4. ТВС с органом регулирования PWR на 1300 МВт (эл.) (Kraftwerk Union)

ну цилиндрической стенки 250 мм и высоту 13,2 м. Верхняя часть корпуса, на которой смонтированы все подвижные органы регулирования, съемная, что необходимо, например, для перегрузок топлива. Вода подается в реактор через четыре входных патрубка, расположенных в верхней части корпуса. Расход воды 18,8 т/с. Затем вода идет вниз по кольцевой щели, между стенкой корпуса и тепловым экраном, и поступает на вход в активную зону (со стороны днища корпуса). Здесь поток воды направляется вверх, проходит активную зону и выходит из реактора через четыре выходных патрубка, также расположенных в верхней части корпуса. Корпус сделан из стали 22NiMoCr37 и изнутри плакирован аустенитной сталью.

4.1.1.2. Система охлаждения

Вода через выходные патрубки корпуса давления подается в четыре циркуляционные петли и передает теплоту, выработанную в активной зоне реактора, четырем парогенераторам и затем снова возвращается в реактор. Внутренний диаметр магистрального трубопровода первого контура равен 750 мм. Каждый циркуляционный насос первого контура потребляет мощность 5,4 МВт и создает напор 0,8 МПа. Весь первый контур, как и корпус, изнутри плакирован аустенитной сталью. Давление в первом контуре, равное 15,8 МПа, поддерживается с помощью компенсатора давления, частично заполненного водой, а частично паром. Компенсатор давления снабжен подогревателями для испарения воды и разбрызгивателями для конденсации пара.

Теплота первого контура передается через стенки многочисленных трубок парогенератора второму контуру (см. рис. 4.1, 4.6). Питательная вода, подаваемая в парогенератор при давлении 0,7 МПа, испаряется и поступает в сепараторы, где отделяются неиспарившиеся капли воды и обеспечивается содержание влаги на выходе менее 0,25%. Следует

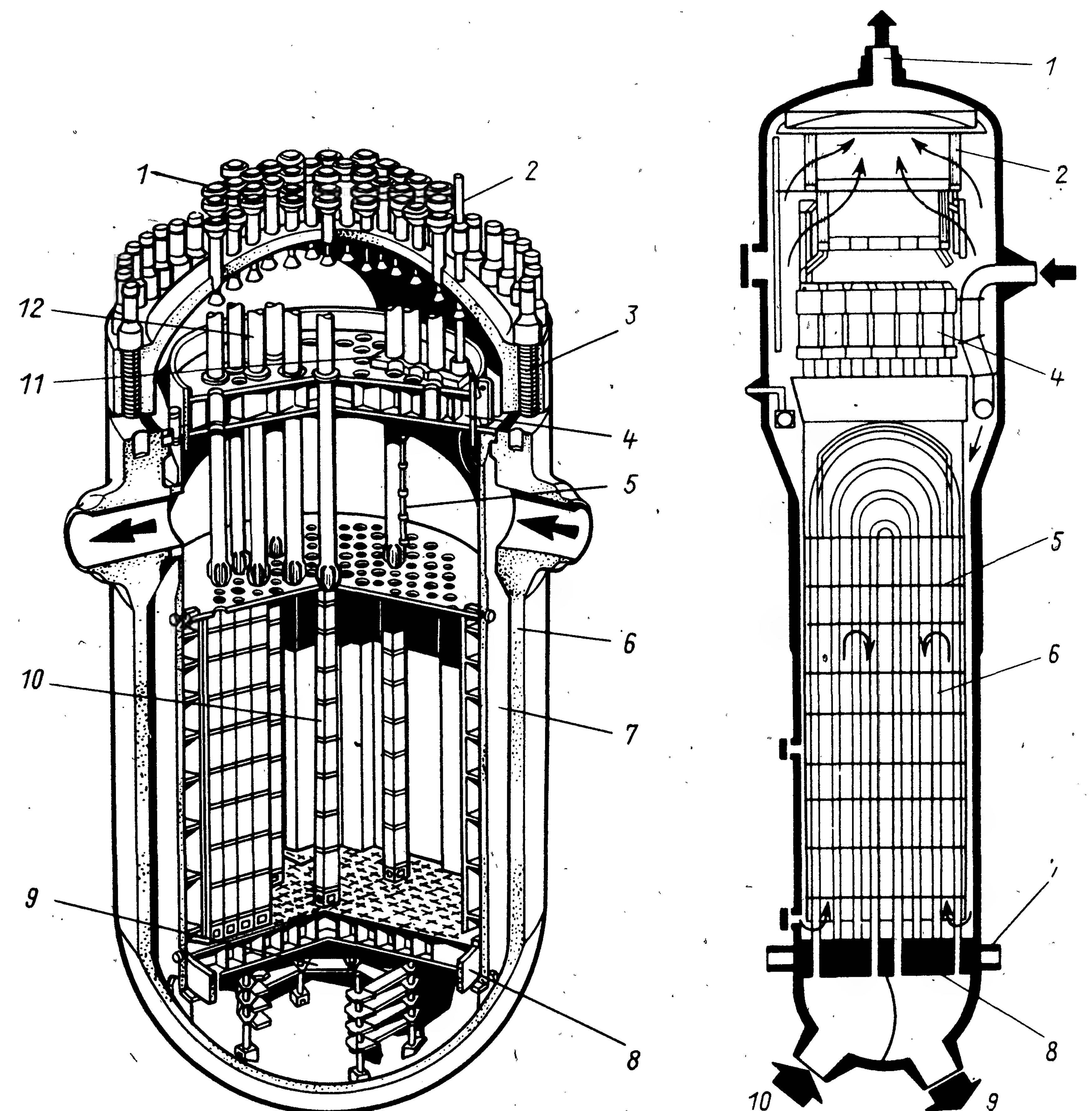


Рис. 4.5. Схематическое изображение конструкции PWR на 1300 МВт (эл.) (Kraftwerk Union):

1 – канал для органа регулирования; *2* – канал системы внутризонного контроля; *3* – крышка корпуса давления; *4* – верхняя решетка; *5* – направляющая труба датчика внутризонного контроля; *6* – корпус давления; *7* – тепловой экран; *8* – нижняя решетка; *9* – опорная конструкция; *10* – активная зона; *11* – оснастка канала; *12* – направляющая труба органа регулирования

Рис. 4.6. Парогенератор PWR на 1300 МВт (эл.) (Kraftwerk Union):

1 – выходной патрубок пара; *2* – осушитель пара; *3* – вход питательной воды; *4* – сепаратор пара; *5* – дистанционирующая решетка; *6* – трубный пучок; *7* – опорные и направляющие выступы; *8* – трубная доска; *9* – выход теплоносителя; *10* – вход теплоносителя

подчеркнуть, что пар второго контура не загрязнен радиоактивными продуктами, так как вода второго контура отделена от воды первого контура стенками трубок парогенератора. Пар из парогенератора через клапаны турбины направляется сначала в цилиндры высокого давления, затем в цилиндры низкого давления. Отработавший пар поступает в конденсатор турбины, конденсируется, после чего конденсат перекачи-

вается главными конденсатными насосами в бак питательной воды. Из этого бака питательная вода с помощью главных питательных насосов подается в четыре коллектора питательной воды, каждый из которых связан с соответствующим парогенератором. В случае внезапного отключения турбины из-за какой-либо аварийной ситуации пар может быть направлен по байпасной линии, минуя турбину, в конденсатор. При повреждении конденсатора пар посредством сбросных и предохранительных клапанов может быть сброшен в атмосферу.

Для обеспечения циркуляции требуется применение ряда вспомогательных систем. Система объемного контроля используется для слежения за изменениями в системе охлаждения реактора по температуре теплоносителя, а также для контроля уровня воды в компенсаторе объема. Из циркуляционного контура постоянно проводятся отборы теплоносителя для очистки в ионообменных фильтрах, при этом из воды удаляются радиоактивные продукты и продукты коррозии.

4.1.1.3. Защитная оболочка

Реактор, циркуляционные насосы, парогенераторы, системы аварийного охлаждения и отвода остаточного тепловыделения, а также хранилища свежего и отработавшего топлива размещаются внутри реакторного здания, которое заключается в сферическую двойную защитную оболочку (рис. 4.7), состоящую из внутренней стальной и наружной железобетонной оболочки толщиной 2 м. Стальная оболочка диаметром 50 м рассчитана на максимальное внутреннее давление 0,5 МПа. Места проходок трубопроводов через защитную оболочку снабжены двойными сильфонами и могут быть изолированы от протечек. Наружная железобетонная оболочка защищает реактор от внешних ударов и предохраняет окружающую среду от радиоактивных выбросов при аварии. Конструкция защитной оболочки рассчитана на такие внешние воздействия, как землетрясение, наводнение, ураганы, падение самолета и на ударную волну обычных неядерных взрывов.

4.1.1.4. Системы регулирования

При работе на номинальной нагрузке PWR обладает отрицательными коэффициентами реактивности по температуре теплоносителя и мощности (см. § 2.8). Поэтому уменьшение температуры теплоносителя в активной зоне приводит к росту реактивности и мощности. Наоборот, любое увеличение температуры теплоносителя вызывает снижение реактивности и мощности реактора. При увеличении нагрузки турбогенератора требуется большая паропроизводительность парогенератора и, следовательно, больший отбор теплоты от первого контура. Это осуществляется открытием регулирующего клапана турбины, что приводит к падению температуры теплоносителя первого контура и росту мощности реактора, которая автоматически стабилизируется на несколько более высоком уровне. Одновременно, чтобы предупредить чрезмерное падение температуры и давления пара, осуществляется необходимое перемещение органов регулирования.

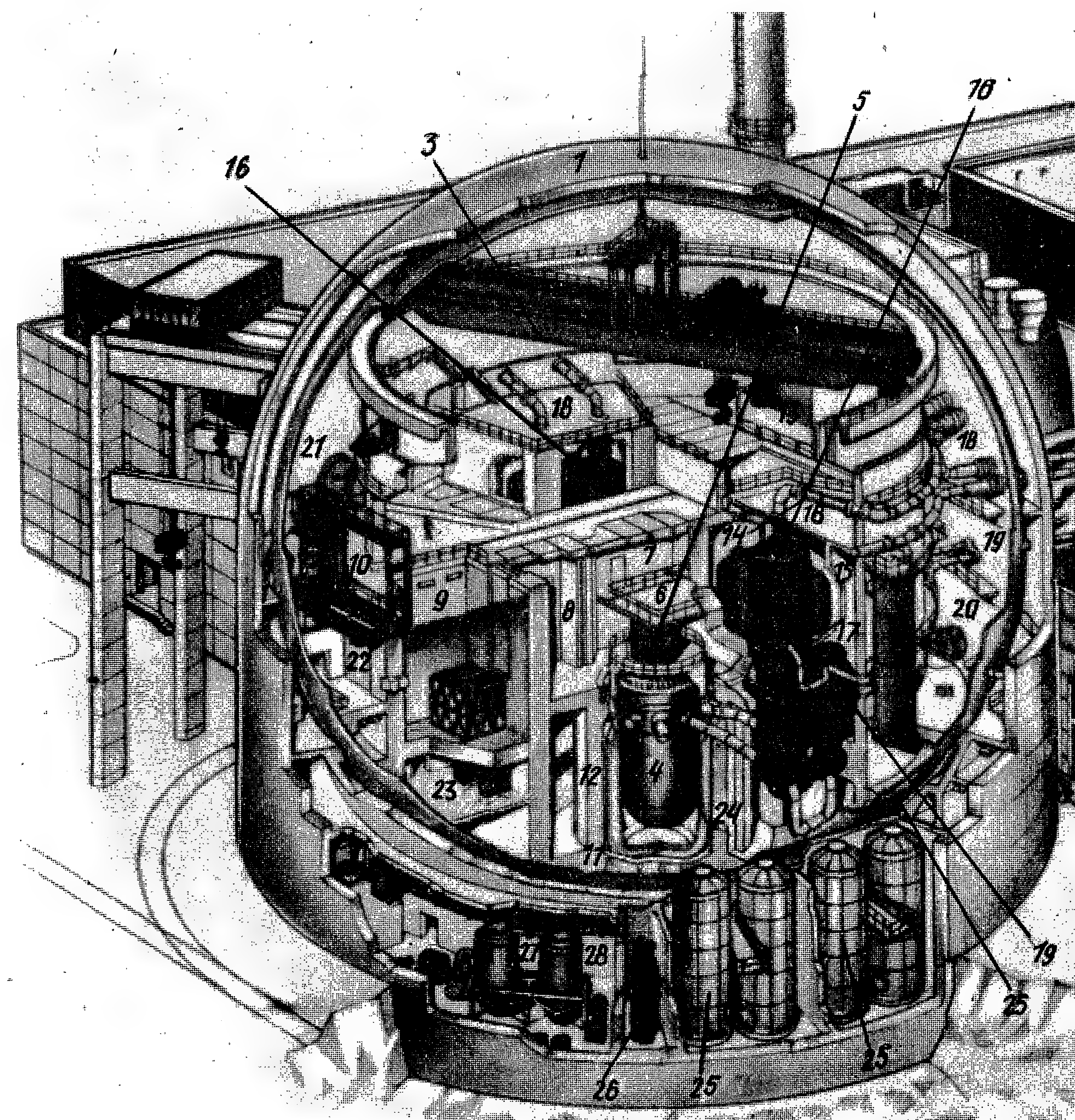


Рис. 4.7. Компоновка оборудования PWR 1300 МВт (эл.) внутри защитной оболочки (Kraftwerk Union):

1 – железобетонная оболочка; *2* – стальная оболочка; *3* – кран; *4* – корпус реактора; *5* – приводы органов регулирования; *6* – кабельный мост; *7* – реакторный бокс; *8* – помещение для перегрузки топлива активной зоны; *9* – бассейн-хранилище топлива; *10* – перегрузочная машина; *11* – внутренняя радиационная защита; *12* – наружная радиационная защита; *13* – помещение для размещения крышки корпуса на время перегрузок; *14* – компенсатор давления; *15* – вспомогательный бак компенсатора давления; *16* – парогенератор; *17* – главные циркуляционные насосы; *18* – главные паропроводы; *19* – главные трубопроводы питательной воды; *20* – шлюз для персонала; *21* – шлюз для материалов; *22* – хранилище свежего топлива; *23* – помещение приемника; *24* – направляющие трубы измерительных камер для наружных измерений потока нейтронов; *25* – баки орошения; *26* – теплообменник для отвода энергии остаточного тепловыделения; *27* – теплообменники контура расхолаживания; *28* – питательные насосы системы аварийного расхолаживания

Быстрые изменения реактивности активной зоны отрабатываются регулирующими стержнями. Медленные изменения реактивности, вызываемые выгоранием топлива, регулируются соответствующим изменением концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура. Давление в первом контуре поддерживается на уровне 15,8 МПа с помощью компенсатора давления. Уровень воды в компенсаторе контролируется специальной системой объемного контроля. Подача питательной воды в парогенератор осуществляется в зависимости от расхода пара на турбину с помощью системы регулирования питательной воды.

4.1.1.5. Система безопасности

Система безопасности PWR (рис. 4.8) анализирует показания датчиков состояния важнейших для безопасности АЭС узлов и механизмов и в зависимости от сформированного сигнала выполняет следующие действия:

быструю остановку реактора с отключением турбины (аварийная остановка реактора);

включение системы аварийного электропитания;

отвод энергии остаточного тепловыделения и аварийную подачу воды в реактор;

герметизацию защитной оболочки.

4.1.1.5.1. Аварийная остановка реактора

При аварийной остановке реактора в активную зону под действием собственной массы вводятся поглощающие стержни. Реактор приводит-

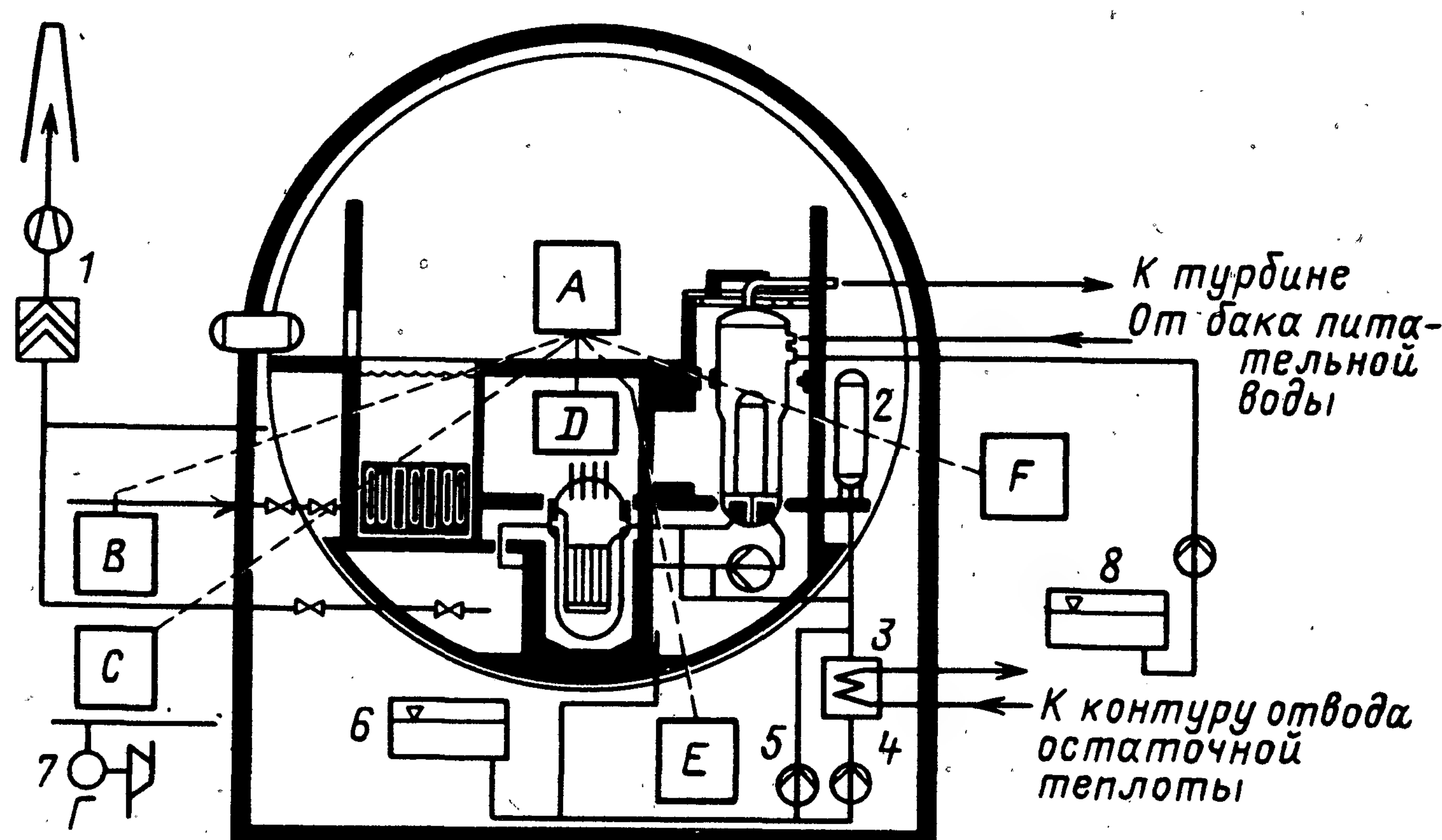


Рис. 4.8. Системы безопасности PWR (Kraftwerk Union):

A – системы безопасности реактора; *B* – защитная оболочка; *C* – система аварийного электроснабжения; *D* – система аварийной остановки реактора; *E* – система отвода энергии остаточного тепловыделения; *F* – система аварийного охлаждения; *1* – вентиляционная система; *2* – компенсатор давления; *3* – теплообменник системы отвода остаточной теплоты; *4* – насос системы отвода энергии остаточного тепловыделения; *5* – насос аварийной подпитки теплоносителя; *6* – бак с водой; *7* – система аварийного электропитания; *8* – система аварийной подачи питательной воды

ся в подкритическое состояние, и его мощность снижается до уровня остаточного тепловыделения.

4.1.1.5.2. Система аварийного электропитания

Нормальное питание собственных нужд АЭС осуществляется от обычной электрической сети. При повреждениях в электрической сети происходит отключение АЭС, и мощность на выходе турбогенератора уменьшается до мощности, потребляемой на собственные нужды. Станция начинает работать изолированно от сети в режиме самообеспечения электроэнергией. При потере собственных нужд включается система аварийного электропитания, работающая от дизель-генераторов или батарей.

4.1.1.5.3. Система аварийной подачи питательной воды

При отключении главных питательных насосов подпитка парогенераторов осуществляется с помощью системы аварийной подачи питательной воды, работающей как по нормальной схеме, так и от системы аварийного электропитания. Система аварийной подачи питательной воды имеет четырехкратный запас воды (бак питательной воды и бак деминерализованной воды), который рассчитан на отвод энергии остаточного тепловыделения в течение 10 – 15 ч. При ее включении в первом контуре обеспечивается естественная циркуляция воды, чему способствует установка парогенераторов на более высоком уровне, чем активная зона. После снижения давления в реакторе до достаточно низкого уровня охлаждение активной зоны осуществляется специальной системой охлаждения.

4.1.1.5.4. Система аварийного охлаждения и отвода энергии остаточного тепловыделения

Эта система используется как для эксплуатационных нужд при нормальных остановках реактора, так и для обеспечения безопасности в аварийных ситуациях (рис. 4.8):

при уменьшении мощности PWR система включается автоматически, как только давление и температура воды первого контура достигают достаточно низких значений. В дальнейшем система продолжает отводить энергию остаточного тепловыделения из активной зоны и обеспечивает циркуляцию теплоносителя;

при авариях с потерей теплоносителя система аварийного охлаждения поддерживает необходимый уровень теплоносителя в реакторе и обеспечивает охлаждение активной зоны.

Система аварийного охлаждения имеет четырехкратный запас воды и снабжается электроэнергией от аварийного источника питания. Она может обеспечить водой как холодные (подводящие), так и горячие (отводящие) участки циркуляционного контура с помощью систем подпитки высокого и низкого давления. При самой тяжелой аварии, предусмотренной в проекте (максимальной проектной аварии), значительные потери теплоносителя могут вызвать настолько быстрое падение давления в контуре, что система впрыска высокого давления может не включиться. В этом случае борированная вода будет подаваться

в первый контур непосредственно из аккумулирующих баков с помощью системы инжекции теплоносителя низкого давления. Утечки воды из первого контура собираются в дренажной системе реакторного здания.

При небольших утечках теплоносителя, приводящих к медленному снижению давления в контуре, включается система впрыска высокого давления. При этом автоматически обеспечивается регулируемое снижение давления и температуры в реакторе со скоростью 100 °С/ч. Когда давление и температура достигают достаточно низких значений, включаются системы инжекции теплоносителя низкого давления.

В конечном счете энергия остаточного тепловыделения из активной зоны отводится в водоемы или в атмосферу. Для этого предусмотрены промежуточные контуры с теплообменниками (вторая часть системы аварийного охлаждения и отвода энергии остаточного тепловыделения), которые также имеют четырехкратный запас воды и снабжаются электроэнергией от аварийных источников питания.

4.1.1.5.5. Герметизация защитной оболочки

При аварии система аварийной защиты реактора автоматически закрывает реакторное здание и все выходы трубопроводов. В кольцевом пространстве между стальной оболочкой и наружной железобетонной стеной поддерживается давление ниже атмосферного. Таким образом, выход радиоактивных продуктов внутри здания при небольших утечках теплоносителя может быть локализован, а сами радиоактивные продукты, если необходимо, могут быть удалены с помощью фильтров и вентиляционной системы (см. рис. 4.8).

4.1.2. Реакторы с кипящей водой

Создание промышленных реакторов типа BWR началось в 1956 г., когда в США была получена первая лицензия на энергетический реактор. Первая демонстрационная АЭС Дрезден мощностью 180 МВт(эл.) с BWR была пущена в 1960 г. Начиная со следующей АЭС Ойстер Крик (1963 г.) энергоблоки с BWR в США рассматриваются как конкурентоспособные с электростанциями на органическом топливе. С тех пор в США началось промышленное использование ядерной энергетики.

Современные BWR, сооружаемые в различных странах, имеют почти одинаковую конструкцию. Здесь рассмотрены характеристики серийного BWR мощностью 1220 МВт(эл.) фирмы General Electric (США). На рис. 4.9 представлена принципиальная технологическая схема энергоблока BWR.

4.1.2.1. Активная зона, корпус давления и система охлаждения

Активная зона BWR состоит из ТВС квадратного сечения длиной около 3,6 м. Каждая ТВС содержит 8 × 8 твэлов, заключенных в квадратный кожух (рис. 4.10). Внешний диаметр твэла равен 12,3 мм. Для охлаждения твэлов, а также в качестве замедлителя используется циркулирующая вода, кипящая в верхней части активной зоны. Между квадратными ТВС

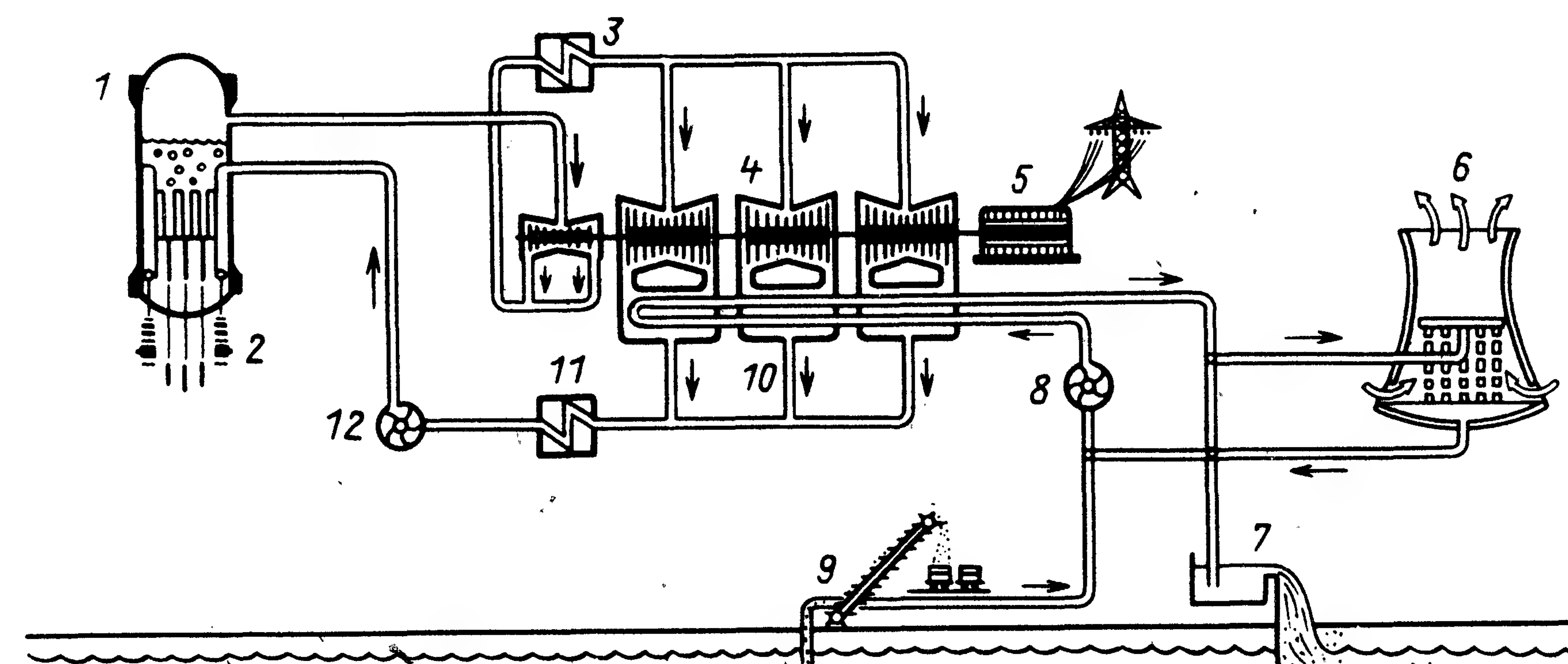


Рис. 4.9. Принципиальная технологическая схема энергоблока с BWR (Kraftwerk Union):

1 – реактор; *2* – циркуляционные насосы; *3* – сепаратор и подогреватель; *4* – турбина; *5* – генератор; *6* – сухая градирня; *7* – переливной бассейн; *8* – насос контура охлаждения конденсатора; *9* – система очистки воды для охлаждения конденсатора; *10* – конденсатор; *11* – подогреватель; *12* – питательный насос

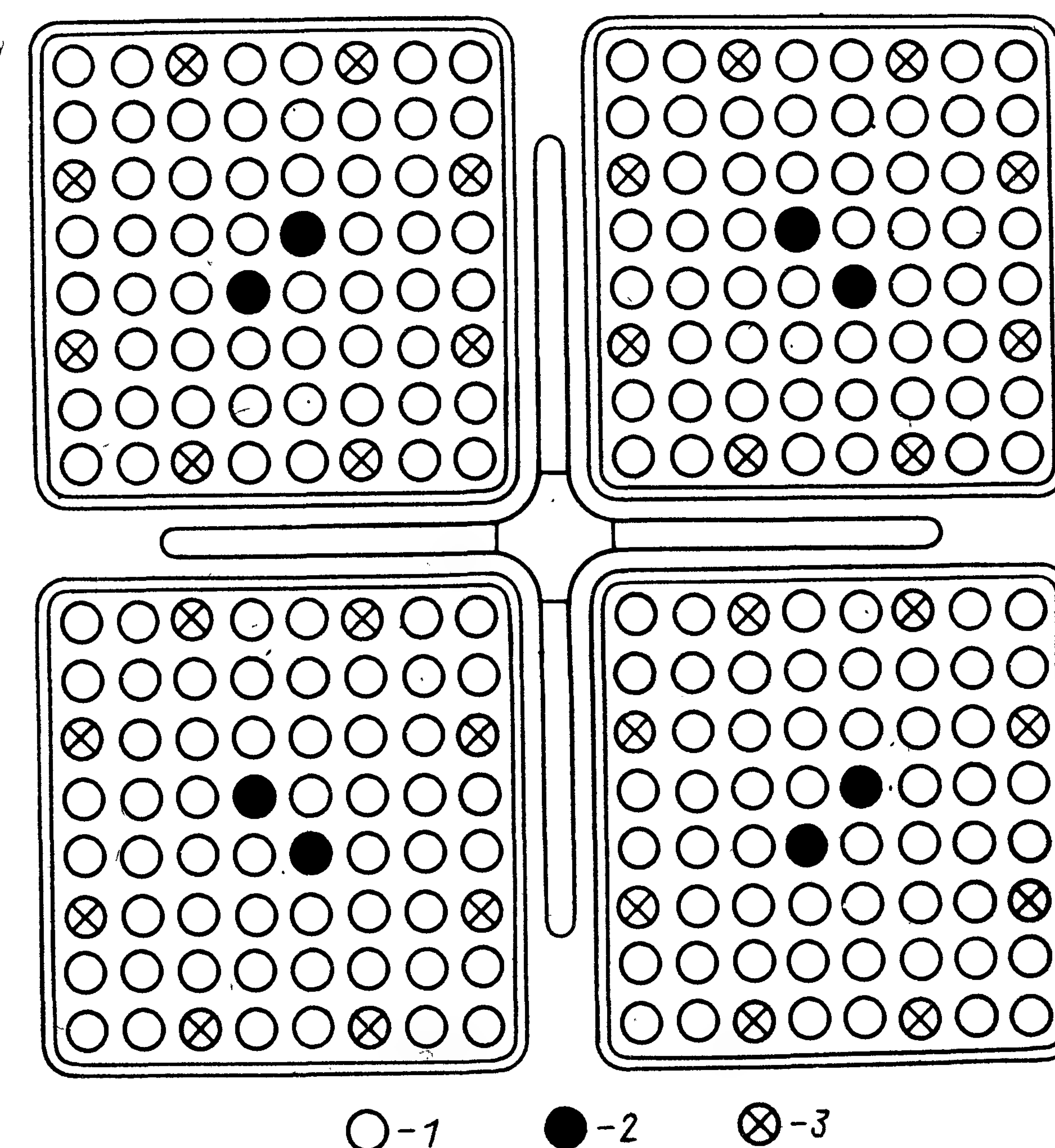


Рис. 4.10. Модуль активной зоны BWR из четырех ТВС и органа регулирования (General Electric):

1 – твэл; *2* – трубка с водой; *3* – стержень связки

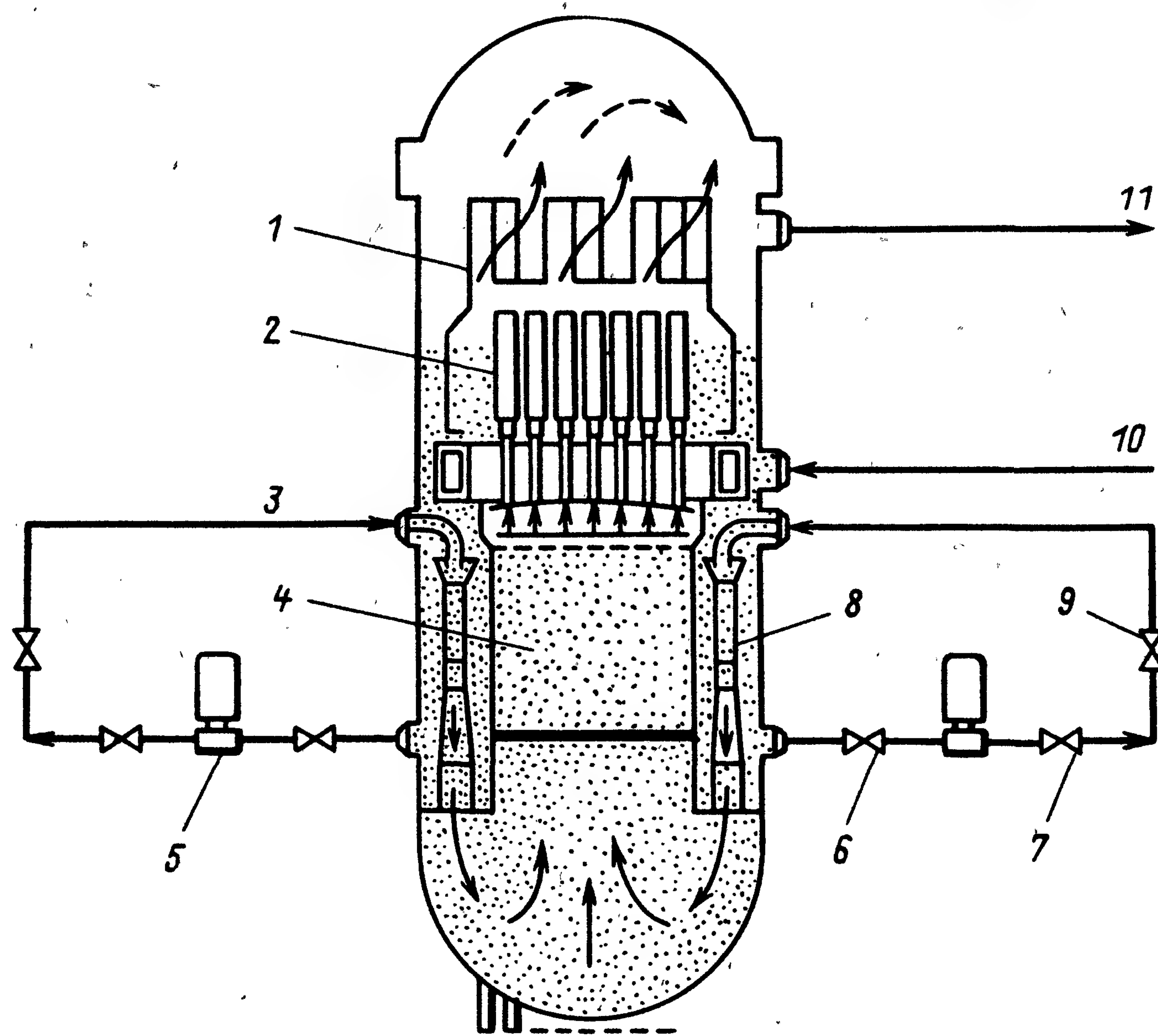


Рис. 4.11. Корпус BWR с системами циркуляции и впрыска высокого и низкого давления:

1 – осушители пара; *2* – сепараторы пара; *3* – контур принудительной циркуляции; *4* – активная зона; *5* – циркуляционный насос; *6* – запорный клапан; *7* – регулирующий клапан; *8* – струйный насос; *9* – запорный клапан; *10* – трубопровод питательной воды от турбины; *11* – паропровод к турбине

перемещаются крестообразные поглощающие органы регулирования, содержащие карбид бора. Они вводятся в активную зону снизу с помощью гидравлических приводов. Твэлы имеют оболочки из циркалоя-2 и в качестве топливной композиции – таблетки из UO_2 с обогащением 2 – 3%. Выгорание выгружаемого урана составляет 28,4 МВт · сут/кг. Доля перегружаемых ТВС от полной загрузки активной зоны обычно принимается от одной четверти до одной трети, в зависимости от этого длительность работы между перегрузками составляет 12 или 18 мес соответственно. Отработавшее топливо заменяется на свежее с обогащением 2,4 – 3%. При выполнении перегрузок реактора ТВС, не достигшие проектного выгорания, переставляются.

Для стабилизации размножающих свойств активной зоны в процессе выгорания и накопления продуктов деления в некоторые твэлы введен выгорающий поглотитель – гадолиний. Кроме того, для выравнивания энергораспределения в поперечном сечении ТВС часть твэлов заменена на заполненные водой трубки такого же диаметра. Средняя энергонапряженность активной зоны составляет 54 кВт/л, а средняя удельная мощность урана – 23 кВт/кг. Температура воды на входе в активную зону равна 216 °С, на выходе 286 °С, что соответствует давлению насыщенного пара примерно 7 МПа. Генерация пара в активной зоне происходит за счет кипения воды при ее движении вверх. Для обеспечения достаточной

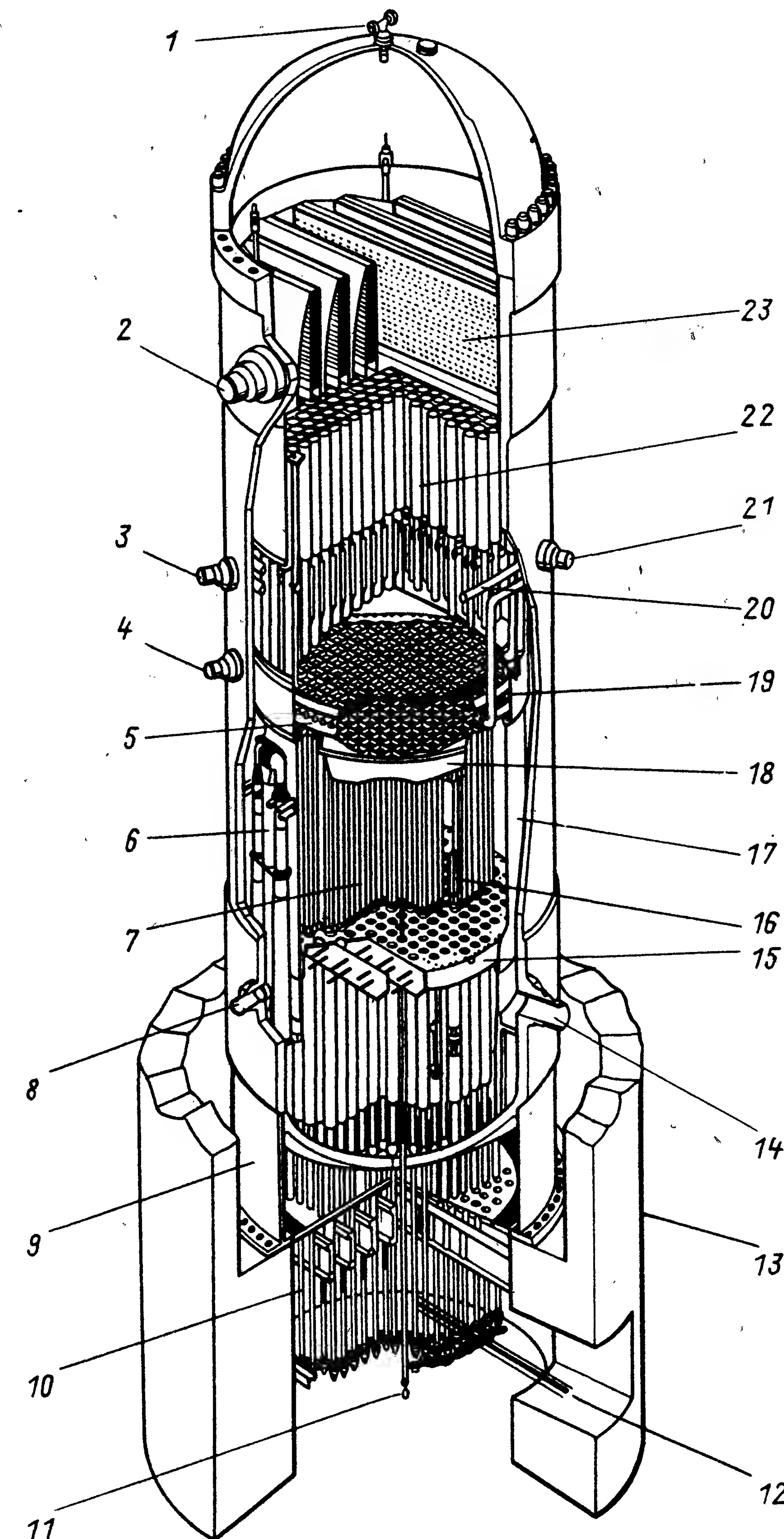


Рис. 4.12. Устройство реактора BWR электрической мощностью 1200 МВт (General Electric):

1 – устройство впрыска в крышке корпуса; *2* – выход пара; *3* – вход для впрыска воды в активную зону; *4* – вход для инжекции теплоносителя низкого давления; *5* – разбрызгиватель воды системы впрыска; *6* – струйный насос; *7* – ТВС; *8* – вход для циркуляционной воды в струйный насос; *9* – боковая опора корпуса; *10* – приводы регулирующих органов; *11* – внутризонный датчик потока нейтронов; *12* – трубы гидравлических приводов органов регулирования; *13* – радиационная защита; *14* – выход циркулирующей воды; *15* – опорная плита активной зоны; *16* – регулирующий орган; *17* – обечайка активной зоны; *18* – верхняя дистанционирующая решетка; *19* – линия системы впрыска воды в активную зону; *20* – разбрызгиватель питательной воды; *21* – вход питательной воды; *22* – секция сепаратора пара; *23* – секция осушителя пара

для отвода теплоты скорости теплоносителя, а также для сокращения числа циркуляционных петель в реакторе используются внутренние струйные насосы (рис. 4.11). Активная зона вместе с системой органов регулирования помещена в большой стальной корпус давления (рис. 4.12). Выше активной зоны расположены сепараторы и осушители пара. Для осуществления перегрузок топлива корпус реактора снабжен съемной крышкой. Типичный корпус BWR имеет диаметр 6 м, толщину стенки примерно 150 мм, высоту 22 м. Корпус выполнен из марганцево-молибденово-никелевой стали; изнутри от плакирован аустенитной нержавеющей сталью.

Насыщенный пар из корпуса реактора непосредственно подается в турбогенератор и после конденсации перекачивается из конденсатора турбины обратно в реактор (см. рис. 4.9). Для BWR с одноконтурной тепловой схемой особенно важное значение имеет проблема радиоактивного загрязнения теплоносителя. Загрязнение определяется примесями, содержащимися в воде, и ^{16}N, образующимся при (n, p)-реакции и обладающим периодом полураспада 7,2 с. Многолетний опыт эксплуатации кипящих реакторов показывает, что благодаря короткому времени жизни ^{16}N проведение профилактических работ на турбине, конденсаторе и питательных насосах из-за наведенной радиоактивности не осложняется.

Для питания струйных насосов, расположенных в кольцевом зазоре между активной зоной и стенкой корпуса, 30% рециркулирующей в этом зазоре воды подается на струйные насосы внешними циркуляционными насосами (см. рис. 4.11). Таким образом, циркуляция воды в корпусе реактора и активной зоне может регулироваться изменением скорости циркуляции во внешней части контура. Уменьшение расхода воды через активную зону приводит к более высокой скорости ее испарения и увеличению паросодержания. Увеличение доли пара в активной зоне уменьшает замедление нейтронов и, следовательно, реактивность, что вызывает снижение мощности реактора. Таким образом, изменение расхода воды может быть использовано для регулирования мощности реактора без участия органов регулирования. Благодаря этому мощность BWR может автоматически следовать за изменением нагрузки турбины. Флуктуации давления на турбине передаются на регулирующий клапан контура циркуляции, в результате чего соответствующим образом изменяется расход теплоносителя и, следовательно, мощность реактора. Так, при уменьшении нагрузки на турбину давление на входе в нее возрастает, это приводит к уменьшению расхода теплоносителя в контуре циркуляции и, следовательно, в активной зоне, что вызывает увеличение паросодержания в зоне и, в итоге, уменьшение реактивности и мощности реактора.

Для того чтобы обеспечить высокое качество питательной воды, поступающей в реакор, весь конденсат из конденсатора турбины прокачивается через фильтры блока деминерализации и очищается от всевозможных продуктов коррозии и других примесей.

4.1.2.2. Системы безопасности

При недопустимом увеличении реактивности или резком снижении расхода теплоносителя реактор останавливается быстрым введением органов регулирования. Для гарантированного обеспечения безопасности при аварийной остановке BWR предусмотрено введение в теплоноситель (замедлитель) бора, активно поглощающего нейтроны и тем самым прекращающего цепную реакцию. При разрыве любого трубопровода первого контура происходит блокировка главных паропроводов и магистралей питательной воды с помощью двух связанных групп изолирующих и запорных клапанов соответственно. Это позволяет изолировать реактор от внешней части технологической схемы, т. е. от турбины и конденсатора. При закрытии изолирующих клапанов или превышении давления внутри реакторного корпуса автоматически открываются предохранительные клапаны, что приводит к выбросу из реактора некоторого количества пара. В этом случае пар направляется в большой бассейн системы подавления избыточного давления, расположенный внутри защитной оболочки.

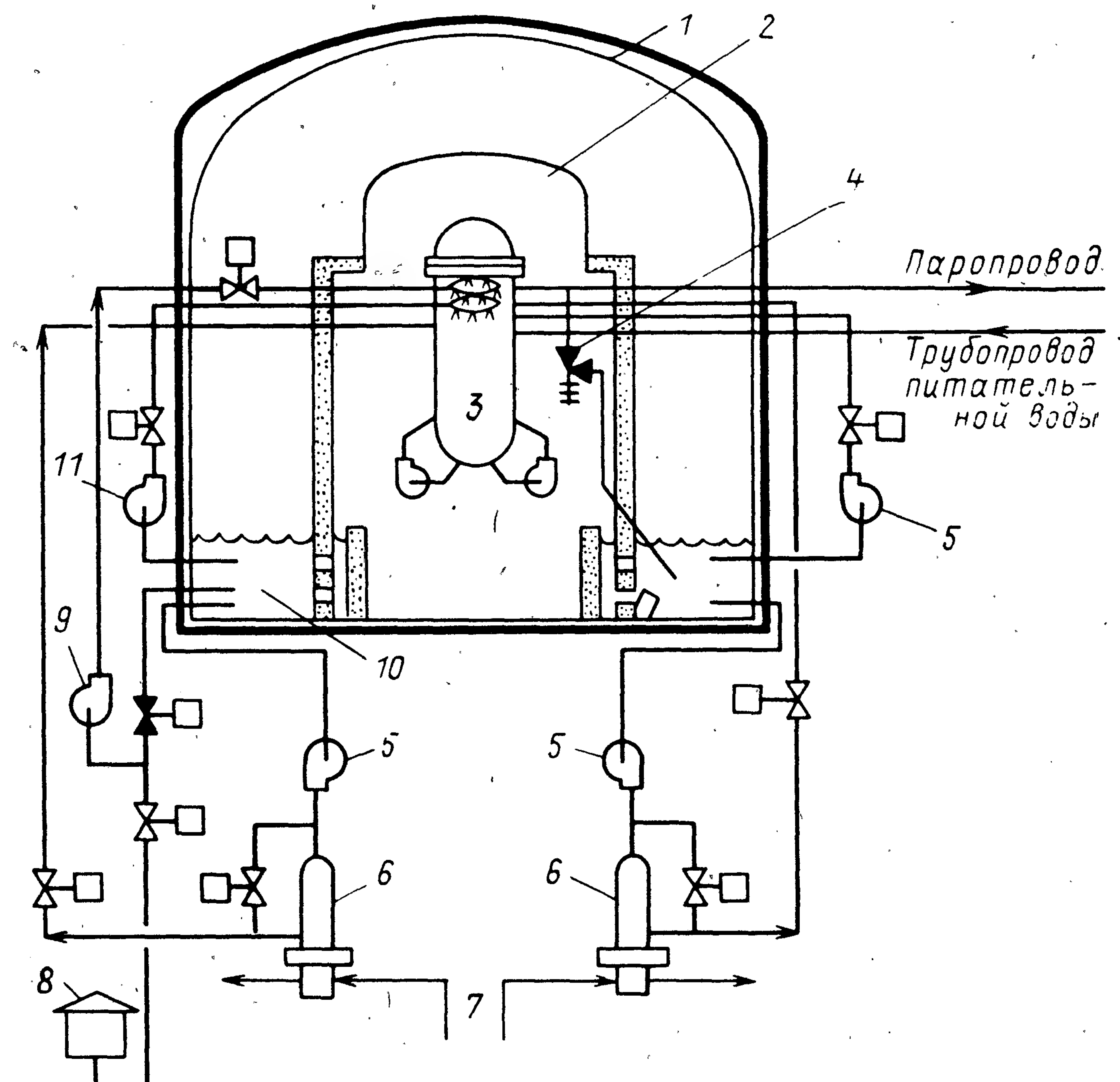


Рис. 4.13. Защитная оболочка Mark III с системами аварийного охлаждения и отвода энергии остаточного тепловыделения BWR (General Electric):

1 – защитная оболочка; *2* – сухой колодец; *3* – корпус реактора; *4* – предохранительный клапан; *5* – контур инжекции теплоносителя низкого давления системы отвода энергии остаточного тепловыделения; *6* – теплообменник; *7* – вспомогательный контур охлаждения; *8* – бак для хранения конденсата; *9* – система впрыска воды высокого давления; *10* – бассейн системы подавления избыточного давления; *11* – система впрыска воды низкого давления

На рис. 4.13 показана система подавления избыточного давления в защитной оболочке на примере BWR-6 General Electric с защитной оболочкой типа Mark III. Корпус реактора, система циркуляции и предохранительные клапаны на главных паропроводах размещены в камере, называемой сухим колодцем, изолирующим данное оборудование от остального пространства под защитной оболочкой. Сухой колодец сообщается с бассейном системы подавления избыточного давления, непосредственно примыкающим к сухому колодцу. Последний представляет собой прочную железобетонную конструкцию с горизонтальными тоннелями, соединяющими сухой колодец с бассейном. Тем не менее вода из бассейна в сухой колодец не проникает благодаря специально предусмотренной стенке-плотине, высота которой выше уровня воды в бассейне. При нормальных режимах эксплуатации реактора и в процессе перегрузок топлива бассейн используется для радиационной защиты от излучения топлива и является временным хранилищем ТВС при остановках реактора на перегрузку.

При утечке теплоносителя из циркуляционного контура пары воды оказываются локализованными в сухом колодце, откуда они направляются в систему подавления избыточного давления и конденсируются в бассейне. Все реакторное оборудование вместе с системой подавления избыточного давления, включая сухой колодец, окружено стальной защитной оболочкой. Конструкция защитной оболочки рассчитана на температуру и давление, которые могут быть при аварии с потерей теплоносителя, и удержание продуктов деления, которые в принципе могут выделиться из реактора при развитии аварии.

4.1.2.3. Система аварийного охлаждения и отвода энергии остаточного тепловыделения

Если уровень теплоносителя в корпусе реактора падает, например, из-за аварии с потерей теплоносителя, в реактор автоматически подается вода при использовании следующих систем (см. рис. 4.13):

системы впрыска воды высокого давления;
системы впрыска воды низкого давления;
системы инжекции теплоносителя низкого давления;
системы изоляции первого контура.

Насосы системы впрыска воды высокого давления забирают воду из конденсатных баков, а также, если это необходимо, из бассейна системы подавления избыточного давления. Далее вода подается в смонтированное внутри корпуса устройство впрыска, назначение которого состоит в обеспечении активной зоны достаточным количеством воды при потере теплоносителя до тех пор, пока в реакторе сохраняется высокое давление. Это позволяет предотвратить повреждение оболочек твэлов даже при понижении уровня теплоносителя и осушении части активной зоны, так как впрыск воды осуществляется выше активной зоны и обеспечивает орошение твэлов.

В том случае, когда появляется необходимость применения системы впрыска воды низкого давления, давление в корпусе реактора может быть быстро сброшено. Снижение давления осуществляется открытием

предохранительных клапанов и стравливанием пара в систему подавления избыточного давления. После этого может быть использована система впрыска низкого давления, которая воду из бассейна системы подавления избыточного давления, а также питательную воду подает непосредственно в устройство впрыска, расположенное внутри корпуса над активной зоной.

Система инжекции теплоносителя низкого давления обычно применяется в качестве системы отвода остаточного тепловыделения. В системе предусмотрены три насоса, два из которых соединены с петлями теплообменника, а третий включен в коммуникацию, соединяющую реактор с бассейном системы подавления избыточного давления. Указанные теплообменники могут быть использованы для охлаждения воды из системы подавления избыточного давления, или же они байпассируются, и вода сразу подается для инжектирования в реактор. Третья линия системы инжекции теплоносителя низкого давления не имеет теплообменника, и вода по ней попадает из бассейна в реактор без предварительного охлаждения. Система отвода энергии остаточного тепловыделения имеет дополнительное назначение, состоящее в удалении и конденсации пара без пропускания их через сухой колодец. Для этого вода забирается из бассейна системы подавления избыточного давления и подается на устройство впрыска в защитную оболочку, осуществляющее впрыск воды в свободный объем под оболочкой, в результате чего происходит поглощение избытка теплоты и ликвидируется повышение давления под защитной оболочкой. Комбинированное использование рассмотренных систем гарантирует охлаждение активной зоны как при нормальных режимах остановки реактора, включая отвод энергии остаточного тепловыделения, так и в случае аварий с потерей теплоносителя.

Железобетонная оболочка перекрывает и предохраняет стальную защитную оболочку от тех же внешних воздействий, что и для PWR (см. пп. 4.1.1.3). Пространство между наружным бетонным зданием и стальной защитной оболочкой находится под разрежением. Поэтому любые утечки радиоактивных газов могут быть отфильтрованы и изолированы от окружающей среды.

4.2. ТЕПЛОВЫЕ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

Графит является хорошим замедлителем и обладает относительно небольшим сечением поглощения нейтронов. В связи с этим тепловые реакторы с графитовым замедлителем и газообразным теплоносителем (диоксид углерода или гелий) могут работать на природном уране. Однако из-за низкого содержания делящегося материала выгорание топлива в таких реакторах мало. По этой причине в усовершенствованных газоохлаждаемых реакторах используется обогащенный уран. Меньшая доля замедляющихся нейтронов по отношению к нейтронам тепловых энергий является результатом относительно большого объема замедлителя в активной зоне. Поэтому использование графита приводит к значительным размерам активной зоны и весьма низкой энергонапряженности.

Газографитовые реакторы на природном уране (магноксовые реакторы) начали разрабатываться в Великобритании и Франции в 50–60-х

годах. Первая АЭС с четырьмя такими реакторами Колдер-Холл, мощностью 4 × 40 МВт(эл.), была пущена в 1956 г. В настоящее время магноксовые реакторы больше не строятся, в связи с чем особенности этих реакторов не рассматриваются.

Дальнейшее развитие этого направления в основном происходило в Великобритании и привело к созданию усовершенствованных газоохлаждаемых реакторов (AGR). В США и ФРГ сравнительно недавно появились высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR), имеющие высокие температуру газа и КПД. Такие реакторы могут служить источниками высокопотенциальной теплоты для ряда производств с высокотемпературными технологическими процессами (см. п. 1.2.3).

4.2.1. Усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы

Дальнейшая разработка AGR привела к созданию энергоблока единичной мощностью 625 МВт(эл.). Замедлителем здесь служит графит, а теплоносителем — углекислый газ. В первом газовом контуре поддерживается рабочее давление 4,2 МПа, и газ на выходе из реактора имеет температуру 670 °С. Это позволяет во втором контуре получить температуру пара 540 °С при давлении 17 МПа. КПД энергоблока равен 41% (при охлаждении конденсаторов морской водой). Весь первый контур, т. е. активная зона реактора, газодувки и парогенератор, помещается в предварительно напряженный железобетонный корпус. Восемь газодувок обеспечивают циркуляцию газового теплоносителя между активной зоной и четырьмя парогенераторами. ТВС состоят из 36 твэлов, содержащих таблетки из диоксида низкообогащенного урана и заключенных в стальные оболочки. Они загружаются в вертикальные охлаждаемые каналы графитовой кладки, служащей замедлителем, и могут быть перегружены на ходу, т. е. без остановки реактора. Основные характеристики AGR мощностью 625 МВт(эл.) представлены в табл. 4.2.

Таблица 4.2. **Основные характеристики газоохлаждаемых энергетических реакторов на тепловых нейтронах (UKAEA General Atomic, HRB)**

Характеристика	AGR Hinkley Point B	HTGR-1160	THTR-300
Реактор			
Мощность, МВт:			
тепловая	1493	3000	750
электрическая			
брутто	625	1175	310
нетто	621	1160	300
КПД нетто, %	41,6	38,6	40
Активная зона			
Эквивалентный диаметр, м	9,1	8,4	5,6
Высота, м	8,3	6,3	5,1
Энергонапряженность, кВт/л	2,76	8,6	6,0
Удельная мощность топлива, кВт/кг	13,1	76,5	115

Табл. 4.2 (продолжение)

Характеристика	AGR Hinkley Point B	HTGR-1160	THTR-300
Количество ТВС	308	3944	675 000*
Загрузка топлива, т	114 U	1,725 U + 37,5 Th	0,33 U + 6,22 Th
Выгорание топлива, МВт · сут/кг	18	98	113
Топливо	UO_2 (обогащение 2,0 – 2,55%); таблетки с отверстием; внутренним диаметром 5,1 мм, наружным диаметром 14,5 мм; оболочка – нержавеющая сталь	Th – ^{235}U (обогащение 93%); частицы, покрытые оболочкой, диспергированные в графитовых стержнях диаметром 15,6 мм	Крупка из окиси U–Th, диаметром 0,4 мм, покрытая пиролитическим углеродом, диспергированная в шаровых графитовых твэлах диаметром 6 см; 0,96 г ^{235}U (обогащение 93%), 9,62 г Th на один шаровой твэл
Органы регулирования	44 регулирующих стержня с бором в оболочке из нержавеющей стали 21 стержень аварийной защиты	73 пары стержней с центральными отверстиями, состоящих из B_4C и графита	36 стержней в боковом отражателе и 42 стержня аварийной защиты, которые вводятся в засыпку твэлов активной зоны
Первый контур			
Теплоноситель	CO_2	He	He
Полный расход теплоносителя, т/ч	13 250	5080	1080
Давление, МПа	4,3	5,1	4,0
Температура на входе, °С	292	316	260
Температура на выходе, °С	645	741	750
Второй контур			
Паропроизводительность, т/ч	2200	3900	930
Давление пара, МПа	16	16,9	18
Температура пара, °С	538	510	530
Топливный цикл:			
выгорание топлива, МВт · сут/кг	18	98	113
режим перегрузок	На ходу, непрерывно, три канала в неделю	На остановленном реакторе	На ходу, непрерывно

* Число шаровых твэлов.

4.2.2. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы

В HTGR в качестве замедлителя используется также графит, однако теплоносителем является гелий. Гелий – инертный газ, который не вступает в химическое взаимодействие с графитом даже при высоких температурах. Поэтому на выходе из HTGR теплоноситель может иметь более высокую температуру, чем в AGR. Ниже описываются два прототипа высокотемпературных газовых реакторов, которые отличаются в основном конструкцией ТВС и соответственно размещением их в активной зоне. В США ведется разработка высокотемпературного газоохлаждаемого реактора HTGR с призматическими ТВС, а в ФРГ – высокотемпературного реактора HTR с шаровыми твэлами.

4.2.2.1. Реактор HTGR с призматическими ТВС

Прототип HTGR построен в США фирмой General Atomic после успешной эксплуатации прототипов меньшей мощности Пич-Боттом в США и Драгон в Великобритании.

В начале 70-х годов разрабатывались проекты энергоблоков большей мощности – 1160 МВт. В табл. 4.2 приведены основные характеристики такого энергоблока.

В HTGR применен торий-урановый топливный цикл. Топливо состоит из частиц высокообогащенного урана и ториевых частиц, являющихся воспроизводящим материалом. Делящиеся частицы диаметром 200 – 800 мкм содержат высокообогащенный уран (93% ^{235}U) или рециклированный ^{233}U. Они покрыты пиролитическим углеродом и слоем карбида кремния толщиной 150 – 200 мкм. Частицы тория в виде ThO_2 покрыты только пиролитическим углеродом. И те и другие частицы диспергированы в графите и образуют твэлы стержневой геометрии. На рис. 4.14 показаны компоненты топлива HTGR, используемого в реакторе АЭС Форт Сент-Врейн и предназначавшегося для реакторов мощ-

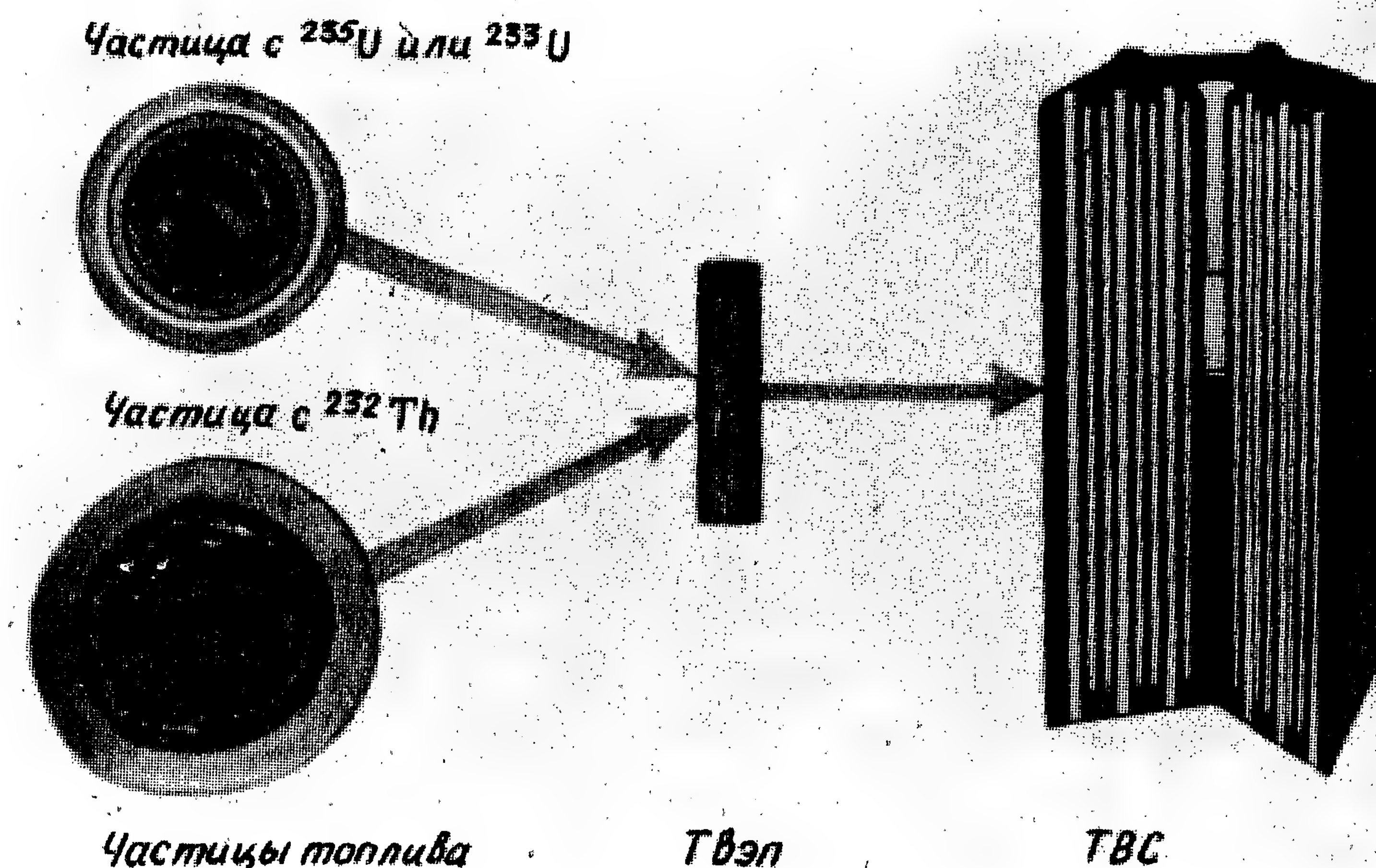


Рис. 4.14. Компоненты ТВС HTGR (General Electric)

ностью 1160 МВт. Полученные таким образом твэлы заключают в гексагональные призматические блоки графита, которые образуют гексагональные ТВС. ТВС, установленные друг на друга, образуют топливную колонну. Каждая колонна состоит из трех графитовых блоков нижнего отражателя, восьми ТВС и трех графитовых блоков верхнего отражателя. Семь таких колонн объединяются в один блок. Гелиевый теплоноситель проходит сверху вниз через вертикальные отверстия, предусмотренные в гексагональных ТВС.

Активная зона HTGR-1160 имеет диаметр 8,5 и высоту 6,3 м. Энергонапряженность активной зоны составляет 8,4 кВт/л, что значительно ниже, чем в легководных реакторах. Гелий передает теплоту второму контуру в парогенераторах. Активная зона, парогенераторы и газодувки первого контура заключены в полости корпуса реактора из предварительно напряженного железобетона (PCPV). Эти полости облицованы сталью для герметизации технологического контура высокого давления. Теплоизоляция предохраняет бетонный корпус от высокой температуры. Давление гелиевого теплоносителя поддерживается равным 5,1 МПа, температура на выходе активной зоны около 740 °С, что позволяет получить КПД энергоблока около 39%.

4.2.2.2. Реактор HTR с шаровыми твэлами

На основе опыта проектирования и эксплуатации небольшого опытного реактора AVR мощностью 15 МВт (эл.), сооруженного в Юлихе (ФРГ), в 1972 г. началось строительство высокотемпературного ториевого реактора THTR-300 мощностью 300 МВт (эл.)*. Предполагается, что этот реактор, так же как HTGR в США, будет работать на ^{235}U–Th–^{233}U-топливе. Его конструкция, за исключением активной зоны и твэлов, проще конструкции HTGR. Активная зона реактора состоит из 675 000 шаровых твэлов диаметром 6 см каждый (рис. 4.15). Шаровые твэлы содержат делящийся и воспроизводящий материалы в виде частиц из UO_2 и

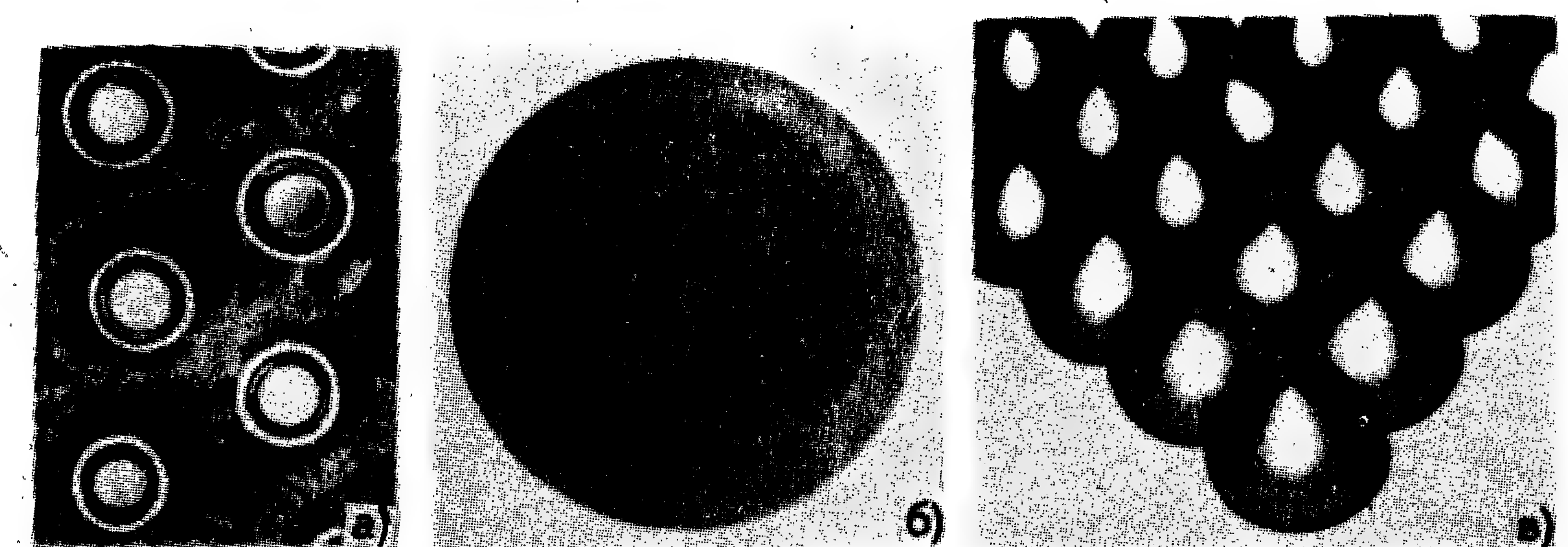


Рис. 4.15. Шаровые твэлы THTR-300 (NUKEM):

а – топливные частицы (микротвэлы); *б* – поперечное сечение шарового твэла; *в* – шаровые твэлы

---

* Реактор впервые достиг критичности 13.09.1983 г.; передача реактора заказчику планируется на 1.10.1985 г. (*Примеч. ред.*)

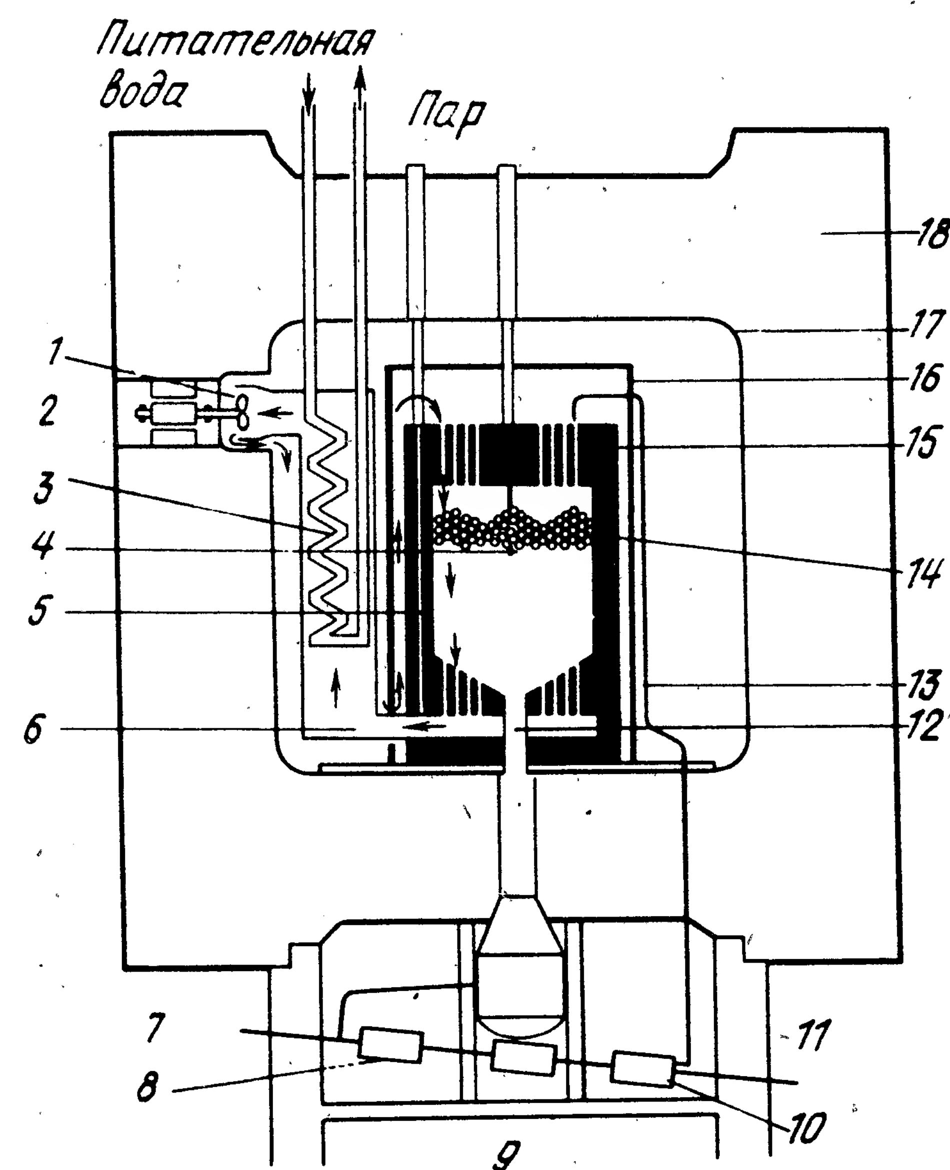


Рис. 4.16. Схема конструкции высокотемпературного реактора с шаровыми твэлами (HRB):

1 – газодувка; *2* – привод газодувки; *3* – парогенератор; *4* – поглощающий стержень аварийной защиты; *5* – поглощающий стержень отражателя; *6* – канал горячего газа; *7* – линия подпитки шаровыми твэлами; *8* – аккумулирующий блок; *9* – устройство для измерения выгорания топлива; *10* – устройство для сортировки и транспортировки шаров; *11* – линия выгрузки шаров; *12* – труба для разгрузки шаров; *13* – канал для подпитки топлива; *14* – шаровая засыпка; *15* – отражатель; *16* – тепловая защита; *17* – облицовка; *18* – корпус из предварительно напряженного железобетона

ThO_2, покрытых пиролитическим графитом. Засыпка шаровых твэлов осуществляется в цилиндрическую графитовую полость диаметром 5,6 и высотой 6 м (рис. 4.16, табл. 4.2). Коническое днище полости заканчивается отверстием для разгрузки шаровых твэлов. Во время эксплуатации шаровые твэлы загружаются в активную зону непрерывно через отверстия в верхней части графитовой полости, проходят активную зону и также непрерывно выгружаются. Шаровые твэлы проходят через активную зону реактора сверху вниз шесть или семь раз, пока выгорание не станет максимальным. Средняя энергонапряженность активной зоны составляет около 6 кВт/л. Все оборудование первого контура, включая газодувки и парогенераторы, заключено в корпусе из предварительно напряженного железобетона. Для аварийной остановки реактора в активную зону сверху вводятся 42 поглощающих стержня. Кроме того, для регулирования, а также остановки реактора имеются еще 36 регулирующих стержней, вертикально перемещающихся в боковом отражателе реактора. Давление в первом контуре равно 4 МПа. Графитовая полость, заключающая активную зону, окружена шестью парогенераторами с газодувками. Газовый теплоноситель проходит активную зону сверху вниз и нагревается до 750 °С. Затем через отверстия в нижнем отражателе он попадает в сборную камеру и подается по специальным каналам горячего газа к шести парогенераторам. В парогенераторах теплота передается второму пароводяному контуру, включающему блок турбогенератора. КПД энергоблока составляет 40%.

Сверхвысокотемпературный газоохлаждаемый реактор (VHTR) предназначен для получения высокотемпературной теплоты с температурой гелиевого теплоносителя 950 – 1000 °С, что дает возможность расширить область применения таких реакторов для газификации угля и термохимического разложения воды (см. § 1.2).

4.2.2.3. Основы безопасности

Так как основу конструкции реакторов HTGR и HTR составляют графит и керамическое ядерное топливо, температуры плавления и сублимации твэлов этих реакторов очень высоки. Твердая активная зона энергонапряженностью 6 – 8 кВт/л обладает относительно высокой теплоемкостью, что важно в случае аварии в системе охлаждения активной зоны. При нормальных режимах эксплуатации реактор имеет высокую устойчивость и хорошее саморегулирование. Значительная теплоемкость графитового замедлителя и относительно низкая энергонапряженность активной зоны обусловливают замедленное протекание всех переходных процессов. Даже существенное увеличение температуры не приводит к резким или необратимым изменениям физических свойств компонентов активной зоны, таким, как расплавление или испарение.

Гелиевый теплоноситель химически инертен. Поэтому возможные химические реакции графита с водой или воздухом в результате повреждения парогенератора или каких-либо подсосов воздуха легко анализируются по газообразным продуктам коррозии графита. Опыт показывает, что даже при попадании в активную зону значительного количества воды или воздуха процесс расхолаживания реактора протекает без каких-либо осложнений, а выгорание графита в твэлах ограничивается участками, не содержащими ядерного топлива.

4.2.2.3.1. Система управления и защиты

В HTGR с цилиндрическими твэлами используются поглощающие органы регулирования стержневого типа. Центральная из семи гексогональных топливных колонн имеет два смежных канала для поглощающих стержней (см. рис. 4.14). В эти каналы вставляется пара подвижных поглощающих стержней, имеющих один привод. В HTGR-1160 имеется 73* пары таких стержней. Рядом с каналами для пары поглощающих стержней имеется третий канал, предназначенный для небольших шариков из карбида бора, находящихся в камерах между приводами подвижных регуляторов и верхней тепловой защитой. При аварии в камерах создается избыточное давление, что приводит к разрыву мембран, и поглощающие шарики через направляющие трубы упадут в предназначенные для этого каналы в активной зоне. Эта система служит запасной системой остановки реактора.

В THTR-300 аварийная и обычная остановки реактора осуществляются 36 поглощающими стержнями. Эти стержни вводятся в предусмотренные в боковом отражателе каналы. Для управления реактором, а также в качестве второй системы остановки реактора служит группа из 42 стержней аварийной защиты, которая принудительно вводится непосредственно в шаровую засыпку активной зоны. Для больших реакторов предлагается альтернативная конструкция органов регулирования в виде ввинчивающихся геликоидальных стержней. Кроме того, для аварийной системы остановки предполагается использовать мелкие по-

* В оригинале, по-видимому, ошибочно указано 98 пар стержней, что противоречит данным табл. 4.2 и другим источникам. (*Примеч. ред.*)

глощающие нейтроны шарики, способные проникать в зазоры между шаровыми твэлами.

4.2.2.3.2. Отвод энергии остаточного тепловыделения и аварийное охлаждение

В нормальных условиях эксплуатации остаточное тепловыделение после остановки реактора обеспечивается системами первого контура через парогенераторы. В случае аварии, затрагивающей основные циркуляционные петли, для охлаждения реактора и отвода остаточного тепловыделения после остановки реактора предусмотрены вспомогательные петли охлаждения, которые, как и основные, встроены в бетонный корпус реактора.

4.2.2.3.3. Основные аварии

При анализе безопасности высокотемпературной газоохлаждаемой реакторной установки рассматривают следующие основные аварии: неконтролируемое извлечение регулирующих стержней, протечки воды или пара в первый контур, прекращение принудительной циркуляции теплоносителя, разгерметизация первого контура и попадание в него воздуха.

Для предотвращения коррозии графита в случае повреждения парогенератора должна быть ограничена возможность протечки воды в активную зону, где уровень температур должен быть снижен до уровня 700 °C и менее. При обнаружении воды или пара в первом контуре поврежденная петля отключается, и реактор останавливается. На случай нарушения целостности корпуса предусмотрены уплотнения в местах проходок через стены, уменьшающие потери гелия. При обнаружении таких утечек должен быть остановлен реактор и обеспечен длительный отвод остаточной теплоты.

Снаружи здание реактора окружено защитной оболочкой, предназначенной для защиты окружающей среды от аварий с выделением радиоактивных продуктов, а также для защиты реактора от внешних воздействий (землетрясения, падения самолета, ударная взрывная волна).

4.3. ТЯЖЕЛОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

Тяжелая вода (D_2O) – прекрасный замедлитель, отличающийся существенно меньшим поглощением нейтронов, чем обычная вода или графит. Благодаря этому реакторы, в которых тяжелая вода используется в качестве замедлителя и теплоносителя, могут работать на природном уране. Однако для этого должно быть обеспечено определенное соотношение объемов D_2O и UO_2, равное почти 20, что приводит к относительно большому расстоянию между топливными каналами и, следовательно, к относительно низкой энергонапряженности активной зоны. Имеются разновидности тяжеловодных реакторов, в которых в качестве теплоносителя вместо тяжелой воды используется обычная легкая вода или углекислый газ. В этих случаях требуется низкообогащенное топливо.

Тяжеловодные реакторы применяются в Канаде, Европе и Японии. В паропроизводящем тяжеловодном реакторе SCHWR, созданном в Великобритании, в качестве теплоносителя используется обычная вода, которая вместе с ТВС находится в трубах давления, окруженных тяжеловодным замедлителем. Вода в трубах подогревается и частично испаряется. В тяжеловодном реакторе Atucha, разработанном в ФРГ для Аргентины, охлаждение топливных каналов осуществляется тяжеловодным теплоносителем. При этом давление, окружающее каналы тяжеловодного замедлителя, такое же, как давление теплоносителя в каналах. Замедлитель заключен в корпус давления. В этом реакторе высокое давление предусмотрено для исключения закипания теплоносителя*[1]. Во Франции*[2] был создан тяжеловодный канальный реактор с охлаждением углекислым газом.

В данной главе в качестве примера тяжеловодных реакторов будет рассмотрен серийный канадский реактор CANDU*[3] мощностью 600 МВт(эл.), разработанный фирмой AECL. Ниже представлены основные характеристики энергоблока с таким реактором:

Реактор	
Мощность, МВт:	
тепловая	2156
электрическая	
брутто	680
нетто	633
КПД нетто, %	29,4
Активная зона	
Эквивалентный диаметр, м	6,28
Высота, м	5,94
Энергонапряженность зоны, кВт/л	11
Удельная мощность, кВт/кг	24
Количество топливных каналов	380
Полная загрузка топлива, т	86
Шаг решетки каналов, см	28,6
Выгорание выгружаемого урана, МВт · сут/кг	7,0
Режим перегрузок	Непрерывно, на ходу
Содержание в отработавшем топливе, %:	
^{235}U	0,2
делящегося плутония	0,3
Твэлы	
Топливо	UO_2
Обогащение урана, %	0,72 (природный)
Материал оболочки	Циркалой
Наружный диаметр оболочки, мм	13,1
Толщина оболочки, мм	0,38

---

*[1] Принципиальная технологическая схема охлаждения реактора SGHWR аналогична BWR, а реактора Atucha – PWR. (*Примеч. ред.*)

*[2] А также в Чехословакии. (*Примеч. пер.*)

*[3] Реакторы этого типа получили наибольшее распространение среди тяжеловодных реакторов. (*Примеч. ред.*)

Номинальная линейная мощность твэла, Вт/см:	
наружного ряда ТВС	508
промежуточного ряда ТВС	417
внутреннего ряда ТВС	365
Органы регулирования	
Количество	
легководных регуляторов	14
кадмиевых стержней	4
стальных стержней	21
Аварийная защита	
Количество кадмиевых блоков остановки	28
Количество устройств впрыска раствора гадолиния в замедлитель	6
Первый контур	
Расход теплоносителя через активную зону, т/с	7,6
Давление, МПа	10
Температура на входе, °С	267
Температура на выходе, °С	310
Второй контур	
Паропроизводительность, т/с	1,05
Давление пара, МПа	4,7
Температура пара, °С	260

4.3.1. Реактор с тяжелой водой под давлением CANDU

В PHWR CANDU (канадский дейтерий-урановый реактор с тяжелой водой под давлением) тяжелая вода используется в качестве замедлителя и теплоносителя. В настоящее время мощность действующих реакторов этого типа не превышает 750 МВт, однако разработан проект реактора мощностью 1200 МВт. В реакторах CANDU тяжеловодный теплоноситель в пределах активной зоны распределяется по топливным каналам, т. е. индивидуальным трубам, содержащим ТВС. В первом контуре поддерживается давление примерно 10 МПа. Температура теплоносителя на входе в топливный канал составляет 267 °С, на выходе 310 °С. Для теплоизоляции замедлителя топливные каналы заключены в другие трубы, так что образуется кольцевой газовый зазор. 390 таких двустенных труб располагаются горизонтально в корпусе реактора, заполненном тяжелой водой с давлением, близким к атмосферному (рис. 4.17). Каждая канальная труба через коллектор связана с циркуляционным насосом и парогенератором (рис. 4.18). Для поддержания необходимого давления первый контур оборудован компенсатором давления. Тяжеловодный замедлитель заключен в корпус-каландр, который имеет собственную систему охлаждения, его температура поддерживается примерно на уровне 70 °С, давление близко к атмосферному. Каландр реактора мощностью 600 МВт имеет диаметр 7,6 и длину внутренней полости 6 м; толщина стенки благодаря низкому давлению составляет всего 29 мм. Первый контур теплоносителя представляет собой две петли, соединенные в форме восьмерки и оборудованные циркуляционными насосами и парогенераторами. Во втором контуре применяется обычная вода, используемая для получения пара, питающего турбогенератор. КПД энергоблока с реакторами CANDU

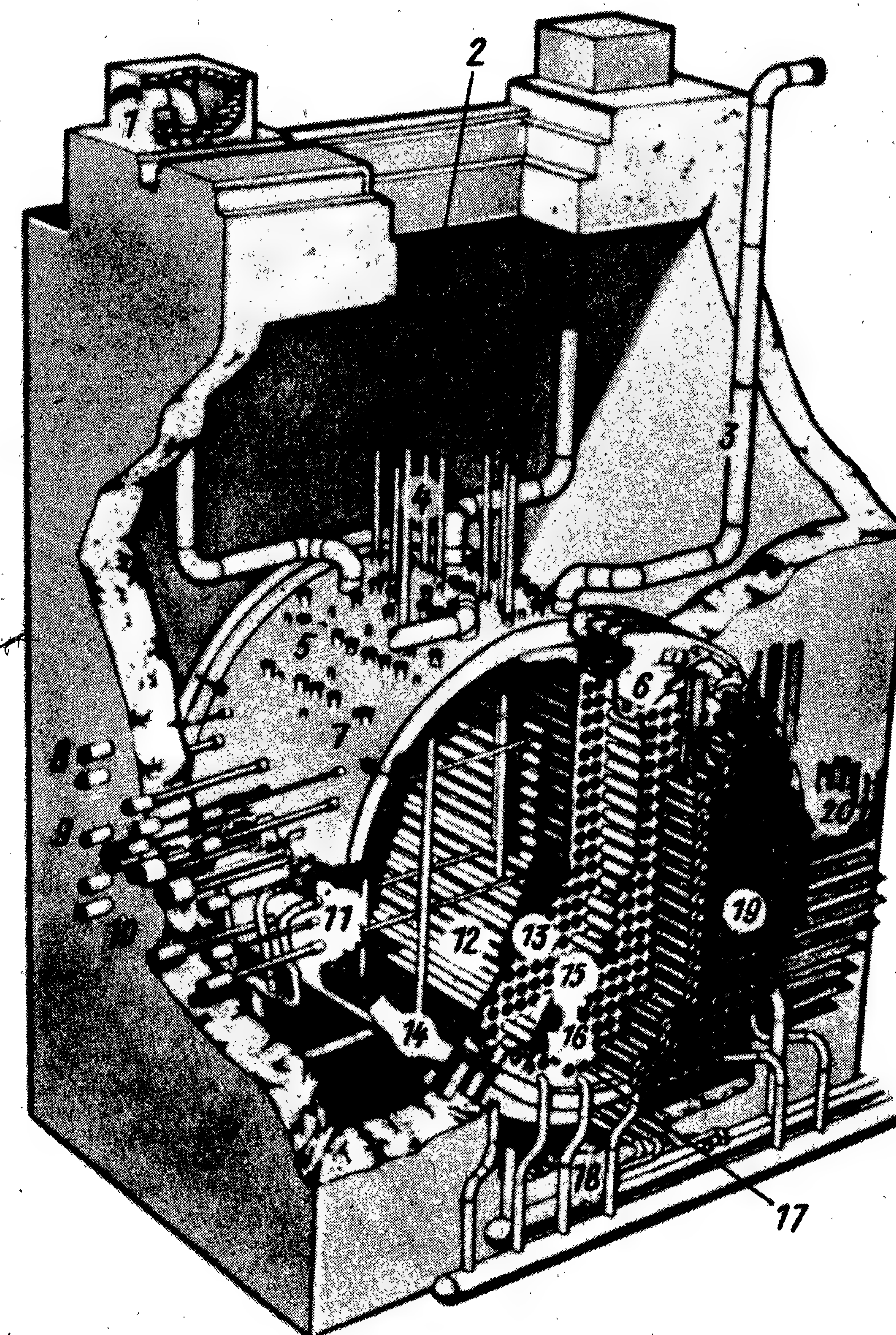


Рис. 4.17. Общий вид реактора CANDU 600 МВт (эл.) (AECL):

1 – разрывная мембрана; *2* – бокс каландра (легководная защита); *3* – труба системы поддержания давления; *4* – органы регулирования; *5* – штуцеры каналов для органов регулирования; *6* – кольцевая защита; *7* – каландр; *8* – штуцеры для впрыска жидкого поглотителя (6 шт.); *9* – детектор горизонтального распределения потока нейтронов; *10* – кожух ионизационной камеры (по 3 шт. с каждой стороны); *11* – входы для замедлителя (по 4 шт. с каждой стороны); *12* – трубы каландра; *13* – торцевая (трубчатая) стенка каландра; *14* – боковая стенка каландра; *15* – трубчатая решетка; *16* – стальная защита; *17* – трубчатая стенка для перегрузочной машины; *18* – трубопроводы охлаждения защиты; *19* – концевые элементы; *20* – трубопроводы разводки теплоносителя

7 — Зак. 1175

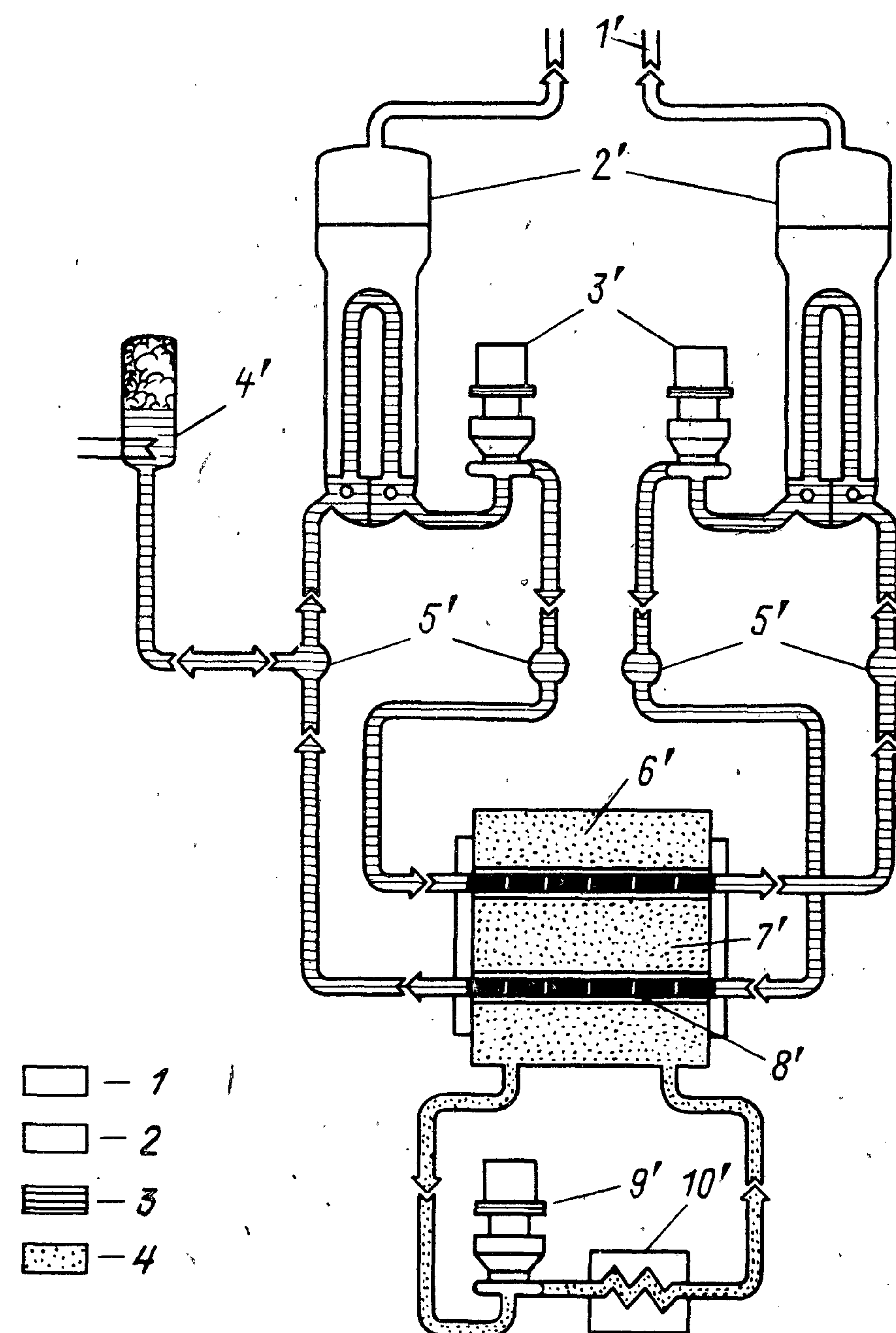


Рис. 4.18. Принципиальная тепловая схема реактора CANDU (AECL):

1 – водяной пар; *2* – легководный конденсат; *3* – тяжеловодный теплоноситель; *4* – тяжеловодный замедлитель; *1'* – паропровод; *2'* – парогенераторы; *3'* – циркуляционные насосы первого контура; *4'* – компенсатор давления; *5'* – коллекторы теплоносителя; *6'* – каландр; *7'* – реактор; *8'* – топливный канал; *9'* – циркуляционный насос замедлителя; *10'* – теплообменник замедлителя

равен 29,4%. На рис. 4.19 показаны общий вид и компоновка оборудования первого контура в реакторном здании, выполненном из предварительно напряженного железобетона.

4.3.1.1. Топливо

В качестве топлива в реакторах CANDU используется диоксид природного урана (0,72% ^{235}U). Трубки из циркалоя наружным диаметром 13,1 мм с таблетками из UO_2 образуют твэлы. 37 твэлов, объединенных в цилиндрический пучок, образуют ТВС (рис. 4.21). В каждый топливный канал реактора загружается комплект из 12 таких ТВС.

Всего в активной зоне содержится 4560 ТВС или 95 т диоксида урана. Активная зона имеет диаметр 6,3, длину 5,9 м, энергонапряженность 11 кВт/л. В CANDU ТВС могут выгружаться на работающем реакторе. За 200 эффективных суток эксплуатации выгорание выгружаемого урана равно 7 МВт · сут/кг. При этом выгружаемое топливо содержит 0,2% ^{235}U и 0,3% Pu.

4.3.1.2. Регулирование реактивности

Медленные изменения реактивности, обусловленные выгоранием топлива и накоплением продуктов деления, отрабатываются перегрузками топлива на ходу. Другие, более быстрые изменения реактивности компенсируются системой жидкого регулирования. Система состоит из 14

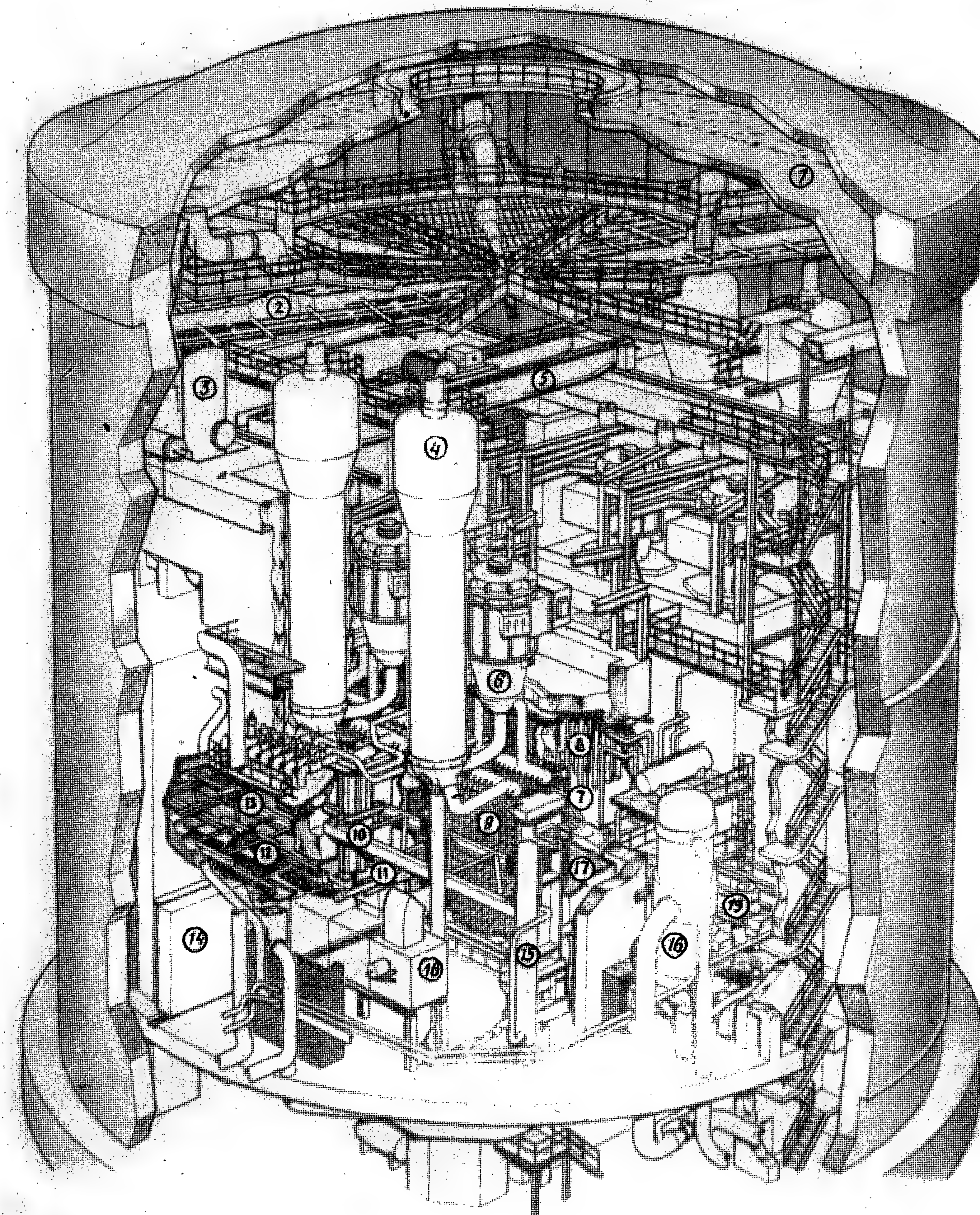


Рис. 4.19. Общий вид реакторного здания CANDU энергоблока 600 МВт (эл.) (AECL):

1 – резервуар воды аварийного охлаждения защитной оболочки; *2* – клапан системы аварийного охлаждения защитной оболочки; *3* – компенсатор давления; *4* – парогенератор; *5* – мостовой кран помещения парогенераторов; *6* – циркуляционный насос первого контура; *7* – реактор; *8* – приводы регуляторов реактивности; *9* – торец реактора; *10* – мост перегрузочной машины; *11* – транспортное устройство перегрузочной машины; *12* – цепная линия перегрузочной машины; *13* – эксплуатационный шлюз перегрузочной машины; *14* – дверь эксплуатационного шлюза; *15* – бак системы охлаждения; *16* – короб теплообменника; *17* – короб для раздаточных трубопроводов теплоносителя; *18* – теплообменник замедлителя; *19* – циркуляционный насос замедлителя

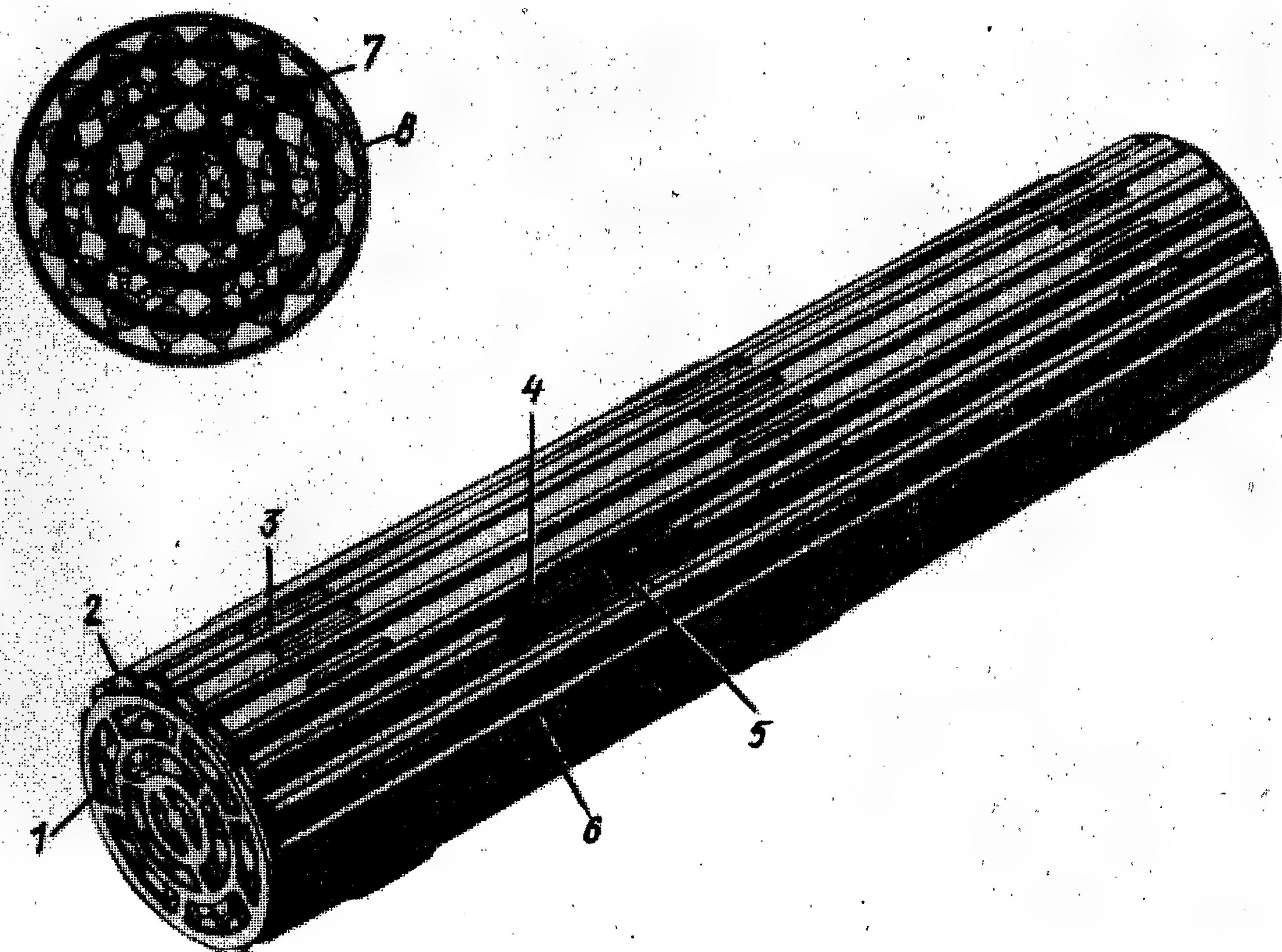


Рис. 4.20. Тепловыделяющая сборка реактора CANDU из 37 твэлов:

1 – циркалоевая концевая крепежная решетка; *2* – циркалоевая концевая заглушка; *3* – циркалоевые направляющие и дистанционирующие выступы; *4* – таблетки из диоксида урана; *5* – графитовая прослойка; *6* – оболочка твэла; *7* – внутренняя дистанционирующая решетка; *8* – канальная труба

водонепроницаемых камер с регулируемым количеством легкой воды (действующей как поглотитель нейтронов). При этом регулирование запаса реактивности обеспечивается соответствующим изменением всего количества легкой воды в этих камерах, в то время как пространственное регулирование, одновременно обеспечивающее устойчивость реактора, осуществляется дифференцированным заполнением или сливом воды из тех или иных камер. Выравнивание энергораспределения в активной зоне осуществляется с помощью 21 регулирующего стержня, каждый из которых выполнен из нержавеющей стали, а быстрое регулируемое снижение мощности (но не аварийная остановка) – с помощью четырех содержащих кадмий стержней. Для компенсации реактивности используются также растворенные в замедлителе поглотители (бор, гадолиний). Аварийная остановка реактора может быть выполнена с помощью одной из двух систем аварийной защиты, рассмотрение которых проводится ниже.

4.3.1.3. Система аварийного охлаждения

Система аварийного расхолаживания в реакторах CANDU предназначена для охлаждения твэлов и отвода теплоты из первого контура после остановки реактора. Как правило, она состоит из насосов и теплообменников, расположенных по обе стороны от торцов реактора и соединен-

ных с раздаточными и сборными коллекторами обеих циркуляционных петель. При нормальной остановке реактора система охлаждения (при сниженном давлении в первом контуре) обеспечивает отвод энергии тепловыделения, соответствующего 1,2% номинальной мощности. При аварийной остановке система охлаждения может быть подключена к первому контуру при номинальном давлении (10 МПа). В этих условиях обеспечивается отвод энергии тепловыделения, соответствующего примерно 7% номинальной мощности, т. е. мощности, которую имеет реактор сразу после быстрой остановки.

4.3.1.4. Системы безопасности

В реакторах CANDU предусмотрены четыре системы обеспечения безопасности: первая система остановки; вторая система остановки; система аварийного охлаждения активной зоны; система локализации защитной оболочки.

Все эти системы независимы друг от друга и от любых других систем нормальной эксплуатации и управления.

Первая система остановки приводит в действие 28 органов аварийной защиты, содержащих кадмий, которые вводятся в активную зону вертикально сверху вниз.

Вторая система остановки осуществляет впрыск жидкого поглотителя (нитрата гадолиния) в замедлитель. Для этого используются шесть перфорированных сопел, расположенных горизонтально и работающих от собственных резервуаров с поглотителем.

При аварии с потерей теплоносителя включается аварийная система охлаждения, которая осуществляет инжекцию охлаждающей воды в активную зону. Работа этой системы разделяется на три стадии: при высоком, промежуточном и низком давлениях. При высоком давлении вода инжектируется из внешнего бака высокого давления, при промежуточном давлении вода подается из бака, размещенного под куполом реакторного здания, при низком давлении осуществляется циркуляция воды из отстойника реакторного здания. Конструкция CANDU допускает отказ системы аварийного охлаждения активной зоны, поскольку в этом случае тяжеловодный замедлитель, который находится в независимом отдельном контуре, при потере теплоносителя сохраняется, и с его помощью может быть отведена остаточная теплота.

Защитная оболочка для одноблочной АЭС с CANDU представляет собой железобетонную конструкцию с пластичной облицовкой. В качестве системы подавления давления и отвода остаточной теплоты при авариях с потерей теплоносителя в здании реактора предусмотрены воздушные холодильники и резервуары, в которых осуществляется конденсация выделившегося пара. На многоблочных АЭС для локализации потенциально опасных радиоактивных выбросов используется общий газгольдер, находящийся под разрежением. Каждое реакторное здание на таких станциях соединено с газгольдером специальным каналом.

4.4. ТЕПЛОВЫЕ РЕАКТОРЫ-РАЗМНОЖИТЕЛИ

В тепловой области энергетического спектра коэффициент η, определяющий число вторичных нейтронов на один захваченный, для ^{233}U существенно выше, чем для ^{239}Pu или ^{235}U. Это обстоятельство открывает потенциальные возможности получения в тепловых реакторах высокого (близкого к 1) коэффициента конверсии (или коэффициента воспроизводства) топлива (см. § 2.5). Реакторы на тепловых нейтронах, работающие на ^{233}U–Th-топливе с коэффициентом воспроизводства 1,00 – 1,03, называются тепловыми реакторами-размножителями. Реакторы, в которых коэффициент воспроизводства достигает 0,94 – 1,0, иногда называют квазиразмножителями. В таких реакторах непроизводительное поглощение и утечка нейтронов должны быть сведены к минимуму. Ключевыми проблемами здесь являются отравление продуктами деления и удаление ^{233}Pa, обладающего высоким сечением поглощения нейтронов и периодом полураспада 27,4 сут. Стремление уменьшить концентрацию продуктов деления в активной зоне приводит к необходимости либо увеличения частоты перегрузок топлива, либо создания гомогенного реактора с постоянным удалением накапливающихся продуктов деления. При этом вредного влияния на баланс нейтронов ^{233}Pa можно избежать отделением делящегося ^{233}U от воспроизводящего ^{232}Th, содержащего ^{233}Pa.

4.4.1. Гомогенные реакторы-размножители

Концепция реактора с гомогенной активной зоной воплощена в реакторе на расплавленных солях MSBR. Небольшой опытный реактор такого типа сооружен и действует с 60-х годов в Ок-Ридже (США).

Реактор MSBR работает на жидких солях, в состав которых входят уран и торий. Композиция солевого топлива представляет собой смесь фторидов урана, тория, бериллия и лития (UF_4–ThF_4–BeF_2–LiF). В качестве делящихся нуклидов могут быть использованы ^{235}U или ^{233}U. Расплав топливной соли прокачивается через активную зону, выполненную из чистого графита. Такие поглотители нейтронов, как ^{233}Pa и некоторые продукты деления, удаляются непрерывно с помощью системы очистки и переработки прокачиваемого топлива.

Генерируемая в активной зоне теплота транспортируется солевым расплавом во внешнюю часть первого контура и в теплообменнике передается второму контуру, где в качестве теплоносителя также используются расплавленные соли. Второй контур связан с парогенератором, производящим водяной пар для турбины. Все металлические поверхности, имеющие контакт с солевым топливом, выполнены из хастеллоя – сплава на основе никеля.

4.4.2. Легководные реакторы-размножители LWBR

В принципе, тепловые реакторы-конвертеры могут иметь коэффициент воспроизводства более 0,9 в Th–^{233}U-цикле (см. гл. 6). Дальнейшее улучшение нейтронного баланса и сокращение интервала между перегрузками топлива позволяют еще больше поднять коэффициент конверсии. Однако увеличение частоты перегрузок может привести к удорожанию топливного цикла, так как оно связано с сокращением времени пребывания топлива в активной зоне для выработки энергии и более частой задержкой на переработке и изготовлении твэлов.

Особый интерес для повышения конверсии топлива представляет концепция легководного реактора, в котором активная зона подразделяется на несколько модулей, каждый из которых содержит запальную зону и зону воспроизводства. Охлаждается реактор водой. В запальной зоне и зоне воспроизводства используется Th–^{233}U-топливо различного обогащения. Запальная зона состоит в основном из делящегося материала, а зона воспроизводства – из воспроизводящего материала. Вследствие этого спектр нейтронов в этих зонах разный. Поскольку реактивность такого реактора обусловлена в основном запальными зонами, регулирование реактора можно осуществлять аксиальным перемещением этих зон. При введении запальной зоны в реактор происходит перетечка избытка нейтронов в зону воспроизводства. В таком реакторе соотношение объемов топлива и замедлителя следует выбирать таким образом, чтобы тепловой спектр нейтронов доминировал в запальных зонах, т. е. использовалось бы высокое значение коэффициента η для ^{233}U. Напротив, зона воспроизводства должна содержать меньшее количество замедлителя. В итоге спектр нейтронов здесь будет характеризоваться более высокой средней энергией, что приведет к увеличению числа делений и $(n, 2n)$-реакций на ^{232}Th. В совокупности все это увеличивает коэффициент воспроизводства. При использовании в качестве замедлителя легкой воды коэффициент воспроизводства может достигать значения 1,01, а при использовании тяжелой воды – еще выше.

Важно заметить, что по конструкции такой реактор, за исключением, конечно, активной зоны, во многом соответствует реактору PWR, причем любые усовершенствования PWR приемлемы и для легководного размножителя. Начало первой демонстрационной программы по использованию Th–^{233}U-цикла в легководном размножителе было положено на модернизированном для этих целей реакторе АЭС Шиппингпорт (США) в конце 1977 г.*

5. РЕАКТОРЫ-РАЗМНОЖИТЕЛИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

5.1. РОЛЬ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Быстрые реакторы-размножители (FBR) имеют достаточно высокий коэффициент воспроизводства, и поэтому могут работать независимо от того, поступают ли извне делящиеся материалы. Они способны перерабатывать ^{238}U в ^{239}Pu и ^{232}Th в ^{233}U теоретически со 100%-ной эффективностью, а практически, с учетом потерь в эффективность использования топлива в 100 с лишним раз выше, чем в современных LWR

* Дальнейшего практического развития эта концепция пока не получила, и после модернизации АЭС Шиппингпорт была выведена из эксплуатации в 1981 г. (*Примеч. ред.*)

без переработки топлива, и приблизительно в 25 – 50 раз выше, чем в тепловых реакторах-конвертерах, имеющих высокие коэффициенты конверсии и работающих в режиме с переработкой топлива (см. § 2.6 и гл. 6).

Для удельного производства энергии 0,92 МВт · сут на 1 г разделившегося урана или плутония (см. пп. 2.1.5) результирующая тепловая энергия, получаемая в быстрых реакторах из 1 г природного урана, составляет 0,92 × 0,60 = 0,55 МВт · сут. Таким образом, годовую потребность быстрого реактора в природном уране можно определить следующим образом, г:

$$G_u = \frac{1}{0{,}55} \cdot 365 \frac{1}{\eta} \cdot W,$$

где η – КПД, отн. ед.; W – электрическая мощность реактора. В соответствии с этой формулой быстрые реакторы ежегодно потребляют 1,66 т природного или обедненного урана на 1000 МВт(эл.) (при КПД 40% и КИМ 100%). Благодаря небольшому потреблению природного урана FBR практически нечувствительны к цене на уран.

Оценки потребностей развивающейся ядерной энергетики в топливе (см. рис. 3.2) показывают, что при включении в структуру ядерных мощностей реакторов FBR энергетический потенциал имеющихся урановых ресурсов оказывается настолько большим, что его хватит на несколько тысячелетий. Быстрые реакторы в качестве топлива могут использовать не только ^{238}U, но также и ^{232}Th. Это еще более увеличивает энергетический потенциал ядерных топливных ресурсов. Таким образом, при использовании FBR ресурсы ядерного топлива можно считать практически неисчерпаемыми при любых прогнозируемых масштабах развития ядерной энергетики в обозримом будущем, т. е. энергетический потенциал становится соизмеримым с тем, который ожидается при использовании термоядерных реакторов на дейтерий-тритиевом топливе с литием в качестве воспроизводящего материала. При этом следует иметь в виду, что термоядерные реакторы в отличие от FBR находятся в начальной стадии освоения.

5.2. ИСТОРИЯ РАЗВИТИЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ

Принцип воспроизводства ядерного топлива был известен уже в самом начале разработки ядерных реакторов. В США строительство первых быстрых реакторов началось до 1950 г. В Великобритании и СССР к созданию быстрых реакторов приступили в начале 50-х годов. Однако эти первые реакторы ("Клементина", EBR-1, БР-1, БР-2) были предназначены главным образом для изучения нейтронно-физических характеристик реакторов с жестким спектром нейтронов. Кроме того, эти реакторы должны были продемонстрировать возможность реализации технических решений, закладываемых в конструкцию создаваемых реакторов EBR II, EFFBR, DFR. Поэтому неудивительно, что мощность некоторых из этих реакторов очень мала. В соответствии с достигнутым в это время уровнем топливной технологии твэлы выполнялись из обогащенного метал-

лического урана или плутония. Ввиду высокой энергонапряженности (удельной объемной мощности) активной зоны в качестве теплоносителя использовались жидкие металлы, такие, как ртуть, натрий-калиевая эвтектика и натрий при сравнительно умеренных температурах. Быстрые реакторы с жидкометаллическим теплоносителем обозначают LMFBR.

Разработка топлива для LWR способствовала аналогичным разработкам топлива для LMFBR. К 1960 г. стало ясно, что применение керамического топлива PuO_2/UO_2 в LMFBR обеспечивает высокое выгорание – примерно до 100 МВт · сут/кг при относительно низкой стоимости топливного цикла. Использование смешанного оксидного топлива PuO_2/UO_2 и более высокая объемная доля натриевого теплоносителя в больших энергетических LMFBR привели к тому, что спектр нейтронов в этих реакторах оказался более мягким по сравнению со спектром первых LMFBR с небольшими активными зонами. Вследствие этого коэффициенты реактивности, такие, как мгновенный доплеровский и натриевый пустотный, стали предметами детальных исследований (см. пп. 2.8.2). В период 1960 – 1970 гг. был построен целый ряд быстрых исследовательских реакторов мощностью до 60 МВт(тепл.) (SEFOR, БР-5, БОР-60, "Рапсодия"), предназначенных для отработки и испытания керамических разновидностей ядерного топлива при высоких выгораниях, а также для проверки и доказательства безопасной работы реакторов этого типа. Все эти реакторы работали на смешанном оксидном топливе PuO_2/UO_2 и охлаждались натрием. Температура натрия выбиралась такой, чтобы обеспечить высокие параметры пара и высокий КПД (табл. 5.1).

Полученное при эксплуатации исследовательских быстрых реакторов доказательство хорошей предсказуемости физических и других характеристик, определяющих их безопасную работу, а также накопленный опыт работы FBR легли в основу проектирования и создания быстрых реакторов второго поколения – энергетических реакторов-прототипов мощностью 250 – 300 МВт(эл.) (табл. 5.2). Технические характеристики и конструктивное выполнение этих реакторов уже близки к характеристикам и конструкции больших энергетических LMFBR. В реакторах-прототипах используются смешанное оксидное топливо PuO_2/UO_2 с проектным выгоранием 70 – 100 МВт · сут/кг и натриевый теплоноситель. Температура натрия на выходе из активной зоны равна приблизительно 550 °С, что позволяет получить КПД паровой турбины около 40%. Коэффициент воспроизводства (КВ) в прототипах LMFBR составляет 1,15 – 1,20. В отношении конструкции реактора следует сказать, что существует два варианта компоновки оборудования первого контура: петлевая и баковая (см. § 5.4).

Суммарное время работы трех энергетических реакторов-прототипов, действующих в мире, составляет более 20 лет. Реактор "Феникс" (Франция) эксплуатируется с 1973 г. Энергоблок с реактором БН-350 (СССР) впервые включен в энергосистему в 1973 г. Реактор PFR (Великобритания) достиг критичности в 1974 г., а с 1975 г. выдает электроэнергию в сеть. На всех трех реакторах-прототипах подтверждены первоначальные проектные характеристики как в области физики активной зоны, так и по обеспечению контроля и безопасности реактора и работо-

Таблица 5.1. **Исследовательские и опытные реакторы на быстрых нейтронах**

Характеристика	США, SEFOR	США, FFTF	СССР, БОР-60	Франция, "Рапсодия"	ФРГ, KNK-II	Италия, PEC	Япония, "Дзеё"
Мощность, МВт:							
тепловая	20	400	60	40	58	130	100
электрическая	0	0	12	0	20	0	0
Активная зона:							
топливо	PuO_2/UO_2	PuO_2/UO_2	PuO_2/UO_2 или UO_2	PuO_2/UO_2	PuO_2/UO_2 + + UO_2	UO_2	PuO_2/UO_2
объем, л	500	1030	53	45	320	420	280
максимальная линейная мощность твэла, Вт/см	650	500	590	400	430	400	430
максимальная плотность потока нейтронов, 10^{15} · нейтр./(см^2·с)	0,6	7,2	–	3	2,3	2,8	4
Первый контур теплоносителя:							
компоновка оборудования	Петлевая	Петлевая	Петлевая	Петлевая	Петлевая	Петлевая	Петлевая
теплоноситель	Na	Na	Na	Na	Na	Na	Na
число петель	1	6	2	2	2	2	2
температура теплоносителя, °С							
на входе в активную зону	370	320	360 – 450	410	360	375	370
на выходе из активной зоны	430	480	600	530	550	525	500
Год пуска	1969*	1980	1969	1970	1978	–	1978

* Остановлен в 1972 г.

способности других систем первого контура. При этом системы контроля и другие системы, ответственные за безопасную эксплуатацию реакторов-прототипов, были испытаны не только в условиях нормальной работы этих реакторов, но и в условиях, имитирующих аварии в контурах охлаждения. Результаты испытаний полностью совпали с проектными оценками и прогнозами. Первоначальные трудности, связанные с доводкой крупных, работающих в натрии конструкций (парогенераторов, теплообменников), были успешно преодолены.

В реакторе "Феникс" большая часть ТВС после облучения подверглась переработке; измеренное значение КВ составило 1,16.

В 1979–1980 гг. после выполнения обширной программы предпусковых испытаний был пущен американский быстрый реактор FFTF мощностью 400 МВт (тепл.) с натриевым охлаждением, предназначенный главным образом для испытания топлива и конструкционных материалов. В 1980 г. введен в строй советский реактор БН-600 – первый LMFBR мощностью 600 МВт (эл.). Реактор БН-600 является промежуточной ступенью между реактором-прототипом мощностью 250 – 300 МВт (эл.) и промышленным реактором LMFBR. В ФРГ в настоящее время работает небольшой опытный быстрый реактор KNK-II мощностью 20 МВт (эл.); сооружается реактор – прототип SNR-300 мощностью 300 МВт (эл.)*. В Японии планируется сооружение прототипа LMFBR "Мондзю" мощностью 250 МВт (эл.), что стало возможным в результате успешной эксплуатации и накопления достаточного опыта работы исследовательского реактора "Дзеё". В США ведутся работы по разработке конструкции и изготовлению основного оборудования реактора CRBR.

В 1977 г. во Франции с началом сооружения реактора "Суперфеникс" началась стадия создания демонстрационных энергетических LMFBR. Реактор "Суперфеникс" подобно реактору "Феникс" имеет баковую компоновку оборудования первого контура. Мощность реактора 1200 МВт (эл.), термодинамический КПД 40%. Реактор "Суперфеникс" должен быть выведен на полную мощность в 1983 г.

В Великобритании в состоянии детального планирования находится демонстрационный быстрый реактор CDFR. Ожидается, что решение о его сооружении будет принято в течение следующих пяти лет.

В СССР сооружается быстрый реактор мощностью 800 МВт (эл.) и планируется сооружение демонстрационного реактора мощностью 1600 МВт (эл.). Эти реакторы служат прототипами будущих энергетических реакторов.

Широкие исследовательские работы, связанные с созданием прототипа LMFBR, ведутся в США, ФРГ и Японии.

* Совместно с Бельгией и Нидерландами. (*Примеч. ред.*)

Таблица 5.2. **Прототипы и демонстрационные реакторы на быстрых нейтронах**

Характеристика	Франция, "Феникс"	Франция, "Суперфеникс"	ФРГ, SNR-300	Япония, "Мондзю"	Великобритания, PFR	Великобритания, CDFR	США, CRBR	СССР, БН-350	ЧСССР, БН-600
Мощность, МВт:									
тепловая	568	3000	762	714	600	3230	975	1000	1470
электрическая (нетто)	250	1200	312	300	250	1250	350	350*	600
Компоновка оборудования первого контура	Баковая	Баковая	Петлевая	Петлевая	Баковая	Баковая	Петлевая	Петлевая	Баковая
Число насосов первого контура	3	4	3	3	3	6	3	6	3
Тип теплообменника первого—второго контуров	Na/Na	Na/Na	Na/Na	Na/Na	Na/Na	Na/Na	Na/Na	Na/Na	Na/Na
Температура теплоносителя, °С:									
на входе в активную зону	385	395	377	397	394	370	388	300	380
на выходе из активной зоны	552	545	546	529	550	540	535	500	550
Параметры пара на входе в турбину:									
давление, МПа	16,8	17,7	16,0	12,5	12,8	16,0	10,0	4,9	14,2
температура, °С	510	487	495	483	513	486	462	435	505
Диаметр корпуса реактора, м	11,8	21	6,7	7,0	12,2	19,2	6,2	6,0	12,8
Размеры активной зоны, см:									
эквивалентный диаметр	139	366	178	179	147	290	188	158	206
высота	85	100	95	93	91	100	91	106	75
Топливо	UO_2/PuO_2	UO_2/PuO_2	UO_2/PuO_2	UO_2/PuO_2	UO_2/PuO_2	UO_2/PuO_2	UO_2/PuO_2	UO_2	(UO_2/PuO_2)
Материал оболочки твэла	Сталь 316	Сталь 316	Сталь 1,4970	Сталь 316	Сталь 316	Сталь 316	Сталь 316	Нержавеющая сталь	Нержавеющая сталь
Диаметр твэла, мм	6,6	8,5	6,1	6,5	5,8	5,8	5,8	6,1	6,9
Средняя энергонапряженность активной зоны, кВт/л	406	280	290	300	380	410	380	430	550
Максимальная линейная мощность твэла, Вт/см	450	450	380	360	480	400	500	440	530
Число твэлов в ТВС	271	271	169	169	325	325	217	169	127
Выгорание топлива, МВт·сут/кг:									
среднее	40	70	57	80	75	100	50		
максимальное	72	100	87	100			80	50	100
Коэффициент воспроизводства	1,16	1,18	1,0	1,2	1,2	1,25	1,23	1,4	1,3
Год пуска	1973	1983**	1986	—	1975	—	—	1973	1980

* Электрическая мощность 150 МВт плюс производство 120 000 $м^3$/сут дистиллированной воды.

** Впервые выведен на критичность в 1985 г.; включение в энергосистему планируется осуществить в начале 1986 г. (*Примеч. ред.*).

5.3. ФИЗИКА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ LMFBR

5.3.1. Конструкция активной зоны

Активная зона большинства LMFBR имеет форму цилиндра и набирается из шестигранных ТВС; со стороны боковой поверхности непосредственно к активной зоне примыкает радиальная (боковая) зона воспроизводства, также набираемая из шестигранных ТВС. ТВС активной зоны сконструированы так, что верхняя и нижняя их части образуют примыкающие к активной зоне верхнюю и нижнюю торцевые зоны воспроизводства (рис. 5.1). Твэлы зоны воспроизводства изготавливаются из диоксида обедненного урана (UO_2), а твэлы активной зоны из смеси диоксидов делящихся и воспроизводящих материалов (PuO_2/UO_2). Для выравнивания распределения плотности потока нейтронов и энерговыделения в радиальном направлении активная зона большинства реакторов LMFBR выполняется в виде двух радиальных зон, отличающихся обогащением топлива ТВС, из которых набираются эти зоны.

В реакторе "Суперфеникс" мощностью 1200 МВт(эл.) внутренняя радиальная зона (центральная область активной зоны) включает в себя 196 шестигранных ТВС, топливо которых содержит 14% Pu; внешняя радиальная зона (периферийная область активной зоны) состоит из 171 шестигранной ТВС с топливом, содержащим 18% Pu. Активная зона окружена боковой зоной воспроизводства, набранной из 233 шестигранных ТВС. В реакторе предусмотрены 24 ячейки для размещения органов регулирования, имеющих форму шестигранника и содержащих карбид бора B_4C. Введение или выведение поглощающих органов регулирования изменяет реактивность и мощность реактора, обеспечивает безопасное управление реактором и его остановку. Диаметр активной зоны 3,66, высота 1 м, объем 10,8 м^3. При этом средняя энергонапряженность активной зоны составляет 280 кВт/л, а максимальная 435 кВт/л. Боковая зона воспроизводства имеет толщину 50 см, а торцевые зоны по 30 см.

ТВС активной зоны состоит из 271 стержневого твэла; твэлы закреплены в дистанционирующих решетках. Наружный диаметр твэла 8,5 мм. В активной части он заполнен цилиндрическими таблетками из смеси PuO_2/UO_2. Оболочка твэла выполнена из стабилизированной титаном аустенитной стали с толщиной стенки приблизительно 0,7 мм. После сборки твэл заполняют гелием и герметично заваривают на концах. Активная часть твэла имеет длину 1 м. Ее продолжением с обеих сторон являются зоны воспроизводства длиной 30 см каждая, выполненные с воспроизводящим материалом. В нижней части твэла за зоной воспроизводства предусмотрена полость длиной 850 мм, в которой накапливаются газообразные продукты деления. Скорость омывающего твэлы натриевого теплоносителя в активной зоне составляет приблизительно 3 – 6 м/с. Проходя вдоль ТВС, натрий нагревается от 395 до 545 °С. Каждая ТВС заключена в шестигранную трубу с толщиной стенки 4,6 мм, которая выполняется из аустенитной или ферритной стали. Полная длина ТВС составляет 5,4 м; размер под ключ 16,6 см. Твэлы боковой зоны воспроизводства имеют диаметр 16,3 мм, т. е. существенно больше, чем твэлы активной зоны, поэтому ТВС зоны воспроизводства состоит всего

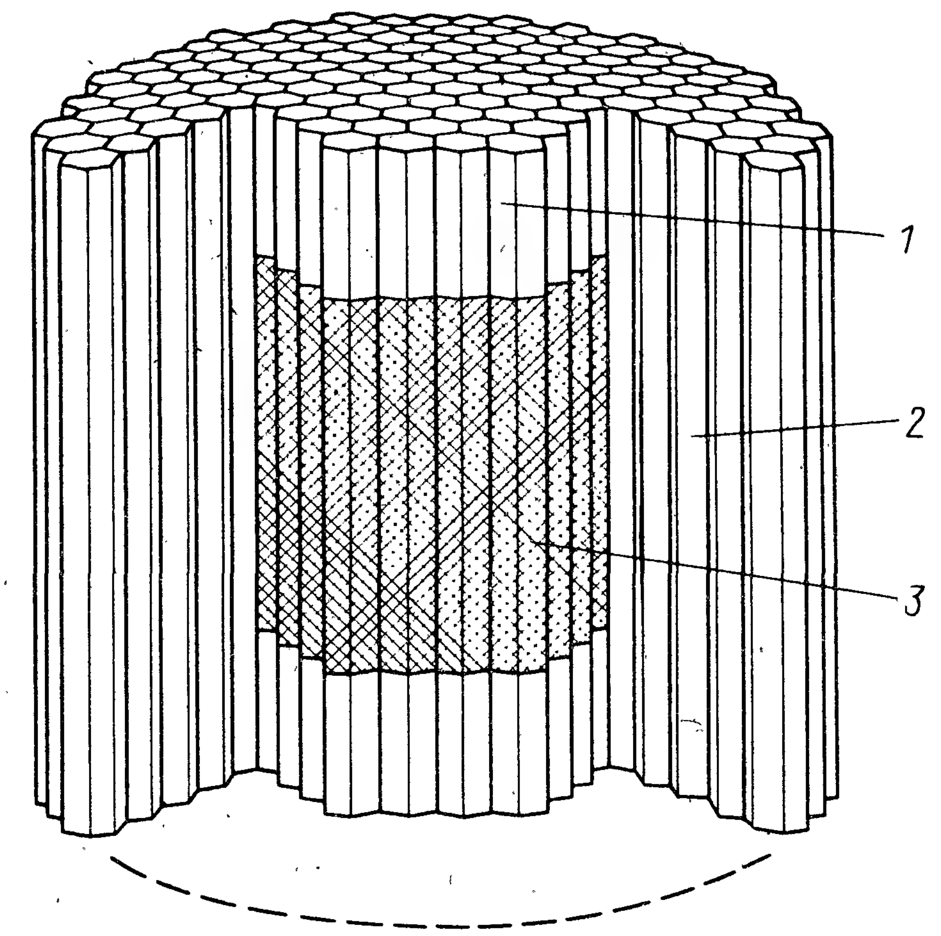


Рис. 5.1. Схема активной зоны быстрого реактора с зонами воспроизводства:

1 – торцевая зона воспроизводства с UO_2; *2* – боковая зона воспроизводства с UO_2; *3* – активная зона с UO_2/PuO_2

из 91 твэла. Максимальная линейная мощность твэла активной зоны приблизительно равна 450 Вт/см. В активной зоне реактора "Суперфеникс" содержится 4,6 т ^{239}Pu и ^{241}Pu. Таким образом, удельная загрузка реактора составляет 3,7 т делящегося плутония на 1 ГВт(эл.). Полная загрузка активной зоны равна 37 т PuO_2/UO_2; в торцевых зонах воспроизводства загружено 22 т UO_2, а в боковой зоне воспроизводства – 52 т UO_2. Каждый орган регулирования состоит из 18 поглощающих стержней наружным диаметром 18,8 мм, содержащих B_4C, причем бор обогащен нуклидом ^{10}B примерно до 93%.

5.3.2. Энергетическое и пространственное распределения нейтронов

Активные зоны реакторов LMFBR большой мощности (класса "Суперфеникс") обычно имеют следующий объемный состав: 34 – 37% объема занимает топливо PuO_2/UO_2, 39 – 41% – натриевый теплоноситель и 22 – 27% аустенитная сталь. Такому объемному составу соответствует энергетический спектр нейтронов (рис. 5.2) со средним значением энергии приблизительно 200 кэВ. Низкоэнергетическая часть нейтронного спектра простирается в резонансную область сечений деления топлива, а также сечений захвата нейтронов топливом, сталью и натрием. В этой области резонансы частично перекрывают друг друга, что необходимо учитывать при определении доплеровского температурного коэффициента реактивности. Высокоэнергетическая часть нейтронного спектра простирается в область, где возможно деление ^{238}U на быстрых нейтронах (см. § 2.5).

На рис. 5.2 показано пространственное распределение плотности потока нейтронов в активной зоне реактора LMFBR при относительно грубом четырехгрупповом энергетическом представлении спектра нейтронов. Нейтронный поток заметно спадает к границе активной зоны. Максимальные значения в распределении плотности нейтронного потока и энерговыделения достигаются в центре активной зоны. При этом максимальное значение линейной мощности составляет 450 Вт/см. Проинтегрированная по спектру плотность нейтронного потока в центре активной зоны достигает приблизительно 7 · 10^{15} нейтр./(см^2 · с). Покидающие активную зону в результате утечки нейтроны захватываются в ^{238}U боковой и торцевых зон воспроизводства.

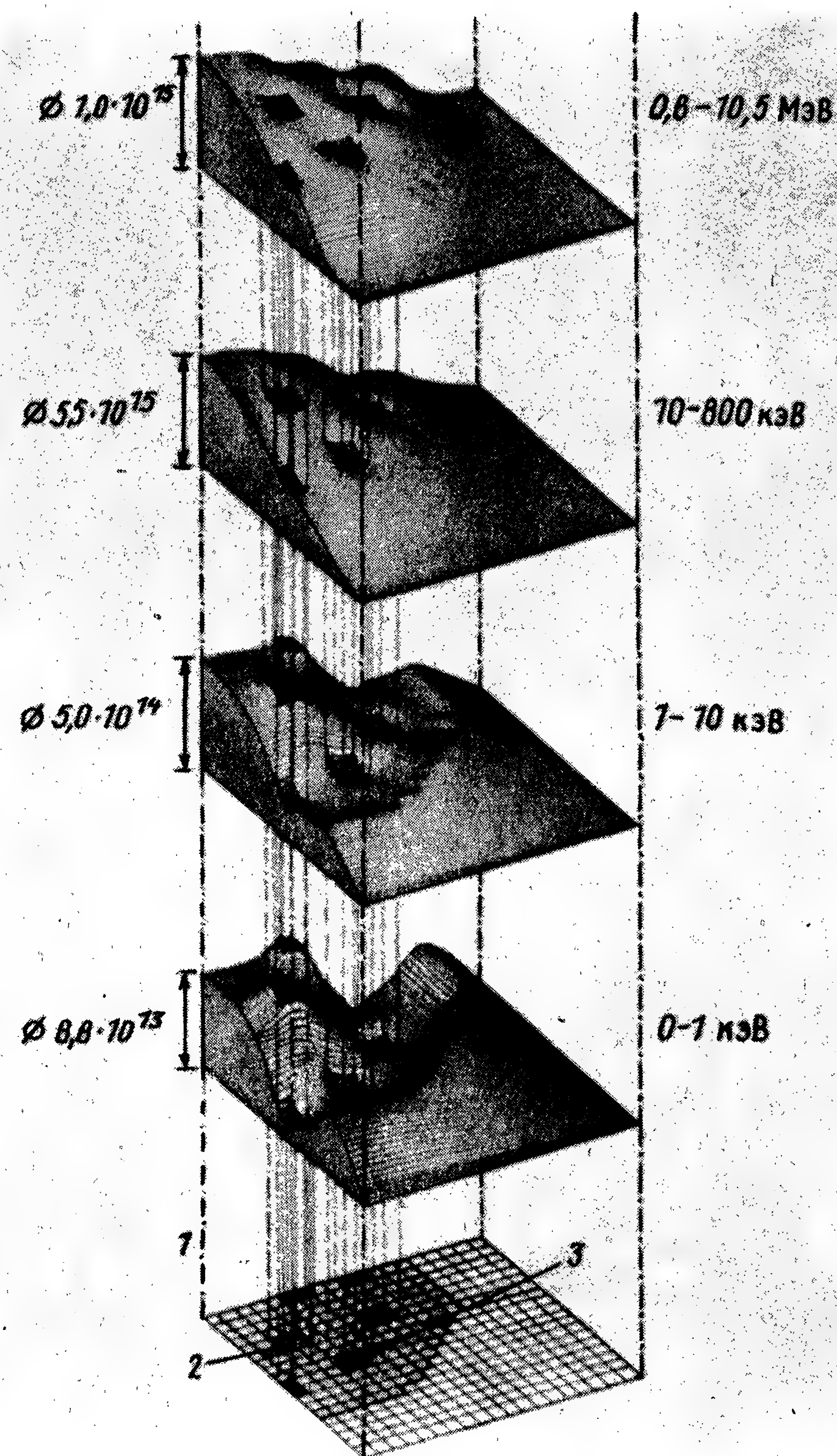


Рис. 5.2. Распределение плотности потока нейтронов в активной зоне быстрого реактора (KfK):

1 – активная зона с двумя областями разного обогащения; *2* – поглощающие стержни извлечены из активной зоны; *3* – поглощающие стержни находятся в активной зоне

5.3.3. Коэффициент воспроизводства

Значение полного коэффициента воспроизводства такого реактора, как "Суперфеникс", равно 1,18. Он включает в себя коэффициент воспроизводства активной зоны 0,8, а также суммарный коэффициент воспроизводства боковой и торцевых зон воспроизводства, равный 0,38. При этом годовое накопление излишков ^{239}Pu и ^{241}Pu, отнесенное к 1 ГВт(эл.), составляет 83 кг при коэффициенте использования мощности реактора 75% и потерях топлива в топливном цикле 2%. Излишки плутония могут быть использованы для загрузки активных зон вновь строящихся быстрых энергетических реакторов. Время производства такого количества избыточного плутония, которое необходимо для удвоения мощности действующих быстрых энергетических реакторов, называется временем удвоения. Для таких реакторов, как "Суперфеникс", время удвоения составляет около 40 лет, т. е. является относительно большим. Однако на начальной стадии развития промышленных реакторов LMFBR время удвоения не играет существенной роли, поскольку на этой стадии плутоний преимущественно поставляется работающими реакторами LWR.

Физические характеристики активных зон больших реакторов LMFBR были тщательно исследованы на многочисленных критических сборках, таких, как ZPR и ZPPR в США, ZEBRA в Великобритании, "Мазурка" во Франции, SNEAK в ФРГ, FCA в Японии и БФС в СССР. Были разработаны многочисленные программы нейтронно-физического расчета, в которых учитывается самоэкранировка резонансов и гетерогенные эффекты в активных зонах быстрых реакторов. Существующие библиотеки сечений взаимодействия с нейтронами, такие, например, как файл оцененных данных ENDF, позволяют с применением специальных программ подготовить групповые макроскопические сечения, используемые в многогрупповых пространственно-энергетических расчетах (см. § 2.3). Примерами таких программ являются разработанные в лаборатории ANL (США) программа MC2-2SDX, в Великобритании программа GALAXY и в KfK (ФРГ) программа MIGROS. При расчете нейтронного спектра в активной зоне реактора LMFBR обычно используются от нескольких сот до 2 тыс. энергетических групп. После детального расчета спектра нейтронов производится так называемая свертка ядерных констант в небольшое число групп. Свернутые константы используются в многомерных транспортных и диффузионных расчетах.

5.3.4. Коэффициенты реактивности и контроль реактора

Изменения $k_{эф}$ в результате накопления продуктов деления и высших актинидов, а также изменения $k_{эф}$ при выведении реактора на мощность и его остановке определяют конструкцию системы управления и защиты реактора. Из-за относительно небольших значений нейтронных сечений изменения $k_{эф}$ для реакторов LMFBR меньше, чем аналогичные изменения $k_{эф}$ в тепловых реакторах (см. пп. 2.8.3). Так, в реакторе "Суперфеникс" накопление продуктов деления и актинидов за один год работы на мощности приводит к изменению $k_{эф}$ всего на 3%. Температурные изменения при выводе реактора на полную мощность, проявляемые в виде эффекта Доплера, изменения плотности материалов и размеров активной зоны вызывают изменение $k_{эф}$ ориентировочно на 1,5%. Поэтому в реакторе "Суперфеникс" предусмотрены 24 изготовленных из поглощающего нейтроны материала органов регулирования системы управле-

ния и аварийной защиты реактора. Отрицательная суммарная реактивность органов СУЗ составляет приблизительно −13%. Поскольку в высокоэнергетической области нейтронного спектра, характерной для быстрых реакторов, сечения захвата для поглощающих материалов органов СУЗ относительно малы, поглощающий материал B_4C обогащен нуклидом ^{10}B с тем, чтобы обеспечить необходимую эффективность органов СУЗ при заданном их количестве.

В реакторе "Суперфеникс" коэффициент реактивности, обусловленный увеличением мощности (мощностный коэффициент реактивности), отрицателен и равен $-0{,}19 \cdot 10^{-5}$ 1/МВт. Это означает, что росту мощности реактора препятствует сильная обратная связь по реактивности. Таким образом, большие LMFBR обладают внутренней стабильностью, облегчающей их регулирование.

5.3.5. Доплеровский коэффициент реактивности

Одной из важнейших составляющих отрицательного мощностного коэффициента реактивности является отрицательный доплеровский коэффициент, благодаря которому при увеличении мощности реактора и температуры топлива мгновенно проявляется отрицательный эффект реактивности. Это объясняется тем, что с ростом температуры топлива происходит так называемое доплеровское уширение (т. е. увеличение) резонансных нейтронных сечений захвата и деления. В больших активных зонах основной вклад в доплеровский коэффициент реактивности вносят нейтроны с энергией ниже 75 кэВ. В отличие от тепловых реакторов, у которых основной вклад в доплеровский коэффициент определяется нейтронами из области разрешенных, выделенных резонансов, в быстрых реакторах примерно 50% вклада в доплеровский коэффициент определяется нейтронами из области неразрешенных резонансов, т. е. из энергетической области, где точный ход зависимости нейтронных сечений от энергии не известен. Отрицательная составляющая доплеровского коэффициента реактивности, обусловленная ростом резонансных сечений захвата нейтронов, существенно превышает небольшую положительную составляющую, связанную с увеличением резонансных сечений деления ^{239}Pu (см. пп. 2.8.2).

Доплеровский коэффициент реактивности активных зон быстрых реакторов измерен на ряде критических сборок, таких, как ZPPR, ZEBRA, SNEAK и т. д., а также на реакторе SEFOR. В больших реакторах LMFBR отличие измеренного и расчетного значений этого коэффициента не превышало ± 15%. Приближенно зависимость доплеровского коэффициента реактивности k_D больших реакторов LMFBR от температуры топлива T_f может быть выражена в виде

$$\frac{1}{k_{эф}} \frac{\partial k_D}{\partial T_f} = -\frac{0{,}008}{T_f^x}.$$

Для нормальных условий работы показатель степени x принимается равным 0,8 – 1,0.

Значение k_D существенно зависит от состава активной зоны. Так, наличие в составе топлива нуклида ^{241}Pu увеличивает значение коэффициента, в то время как наличие нуклида ^{240}Pu уменьшает его.

Присутствие в активной зоне натрия и стали смягчает спектр нейтронов и увеличивает вклад в процесс деления нейтронов с энергией ниже 75 кэВ. Замена натрия на пустоту в пределах активной зоны, что соответствует утечке или вскипанию натрия, может привести к уменьшению k_D почти в 2 раза.

Добавление твердого замедлителя нейтронов, например BeO, также вызывает смягчение нейтронного спектра и увеличение доли нейтронов с энергией меньшей 75 кэВ, что ведет к росту доплеровского коэффициента реактивности.

5.3.6. Температурный коэффициент реактивности теплоносителя

С ростом температуры натрия уменьшается его плотность. С ростом температуры оболочек твэлов и топлива увеличиваются геометрические размеры твэлов, что одновременно ведет к вытеснению натрия из активной зоны. Все это вызывает уменьшение содержания натрия в единице объема активной зоны. Необходимо исследовать три различных эффекта, связанных с уменьшением плотности натрия в активной зоне:

увеличение утечки нейтронов. Этот эффект отрицателен (т. е. уменьшает $k_{эф}$), он связан главным образом с увеличением градиента плотности нейтронного потока в периферийных областях активной зоны и зависит от геометрических размеров активной зоны;

изменение (уменьшение) плотности замедления. Энергетический спектр нейтронов смещается в область более высоких энергий. Этот эффект положителен, поскольку с ростом энергии нейтронов увеличивается среднее значение η делящихся нуклидов и одновременно увеличивается доля делений на ^{238}U;

уменьшение поглощения нейтронов. Обычно этот эффект реактивности относительно невелик и положителен.

В то время как на утечку нейтронов оказывают влияние геометрические размеры и форма активной зоны, спектральная составляющая эффекта реактивности от изменения плотности натрия определяется содержанием плутония и его высших нуклидов, а также составом активной зоны, в частности количеством твердого замедлителя.

В цилиндрическом двухзонном LMFBR типа "Суперфеникс" значение полного температурного коэффициента реактивности теплоносителя положительно и равно $5 \cdot 10^{-6}$ при изменении температуры натрия на 1 °С. Специальная конструкция активной зоны может привести к уменьшению температурного коэффициента реактивности теплоносителя. Так, например, при гетерогенной конструкции активной зоны, предполагающей смешанное размещение в пределах одной зоны как топливных ТВС, так и ТВС зоны воспроизводства, температурный коэффициент реактивности теплоносителя может быть снижен до $2 \cdot 10^{-6}$ 1/°С. Однако в этом случае также уменьшается и отрицательный доплеровский коэффициент реактивности.

Положительный температурный коэффициент реактивности теплоносителя при нормальной работе реактора компенсируется большими по значению отрицательными коэффициентами реактивности, обусловленными эффектом Доплера, расширением топлива и активной зоны. Только в случае гипотетических аварийных ситуаций, предполагающих полное вытеснение натрия из центральных областей активной зоны в результате вскипания, возможен положительный суммарный эффект реактивности.

5.3.7. Температурные коэффициенты реактивности топлива и конструкционных материалов

С ростом температуры топлива увеличивается длина твэла, уменьшается отнесенная к единице объема активной зоны плотность топлива, что вызывает уменьшение $k_{эф}$. В реакторе LMFBR большой мощности температурный коэффициент реактивности, обусловленный осевым расширением активной зоны вследствие увеличения температуры топлива, приблизительно равен $-2 \cdot 10^{-6}$ 1/°С. Увеличение радиальных размеров активной зоны в результате увеличения температуры стальных конструкций вызывает уменьшение отнесенной к единице объема активной зоны плотности топлива и, следовательно, ведет к отрицательному эффекту реактивности, который характеризуется температурным коэффициентом реактивности от расширения конструкций. В больших LMFBR этот коэффициент определяется двумя эффектами, один из которых вызывает расширение опорной решетки, в которой крепятся ТВС, а другой – изгиб твэлов и ТВС из-за наличия температурных радиальных градиентов. Конструкции активной зоны и крепления и дистанционирования ТВС предотвращают такой изгиб ТВС, который мог бы вызвать большой положительный эффект реактивности. Трудности, с которыми столкнулись при эксплуатации реактора EBR-1 из-за положительного эффекта реактивности в результате изгиба ТВС, преодолены в современных быстрых реакторах. Коэффициент реактивности, связанный с расширением опорной решетки при изменении входной температуры теплоносителя, для больших энергетических LMFBR приблизительно равен -10^{-5} 1/°С. Коэффициент реактивности, связанный с изгибом ТВС под действием радиальных градиентов температуры, составляет около $-5 \cdot 10^{-7}$ 1/°С и отнесен к разности температур натрия на входе и выходе из активной зоны.

5.3.8. Характеристики запаздывающих нейтронов и время жизни мгновенных нейтронов

Помимо коэффициентов реактивности, в основном влияющих на обратную связь в переходных процессах, динамика реакторов LMFBR, как, впрочем, и любых других ядерных реакторов, характеризуется следующими параметрами (см. § 2.1): эффективной долей запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$; усредненной постоянной распада источников запаздывающих нейтронов λ; временем жизни мгновенных нейтронов $l_{эф}$. Эти характеристики быстрого реактора в сравнении с аналогичными показателями реактора PWR, представляющего тепловые реакторы-

Таблица 5.3. **Проектные характеристики систем управления и защиты реакторов PWR и LMFBR (KfK)**

Характеристика	PWR на 1300 МВт (эл.)	LMFBR SNR-300
Топливо	^{235}U	^{239}Pu
Время жизни мгновенных нейтронов $l_{эф}$, с	$2{,}5 \cdot 10^{-5}$	$4{,}5 \cdot 10^{-7}$
Эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$	0,0050–0,0065	0,0035
Усредненная постоянная распада источников запаздывающих нейтронов λ, $с^{-1}$	0,077	0,065
Скорость перемещения органа регулирования, мм/с	1	1,2
Скорость изменения реактивности 10^{-2} $\beta_{эф}$/с	2,5	$\leqslant 4$
Скорость перемещения стержня аварийной защиты, см/с	156	85–190
Время запаздывания срабатывания аварийной защиты от момента поступления сигнала, с	0,2	0,2
Время полного ввода стержней аварийной защиты в активную зону, с	2,5	0,6
Эффективность системы аварийной защиты, $\beta_{эф}$	11	~10
Эффективность системы компенсации реактивности при выгорании топлива, $\beta_{эф}$	19	~8

конвертеры, приведены в табл. 5.3. Такое сравнение проводится для того, чтобы показать различие между быстрыми реакторами-размножителями и тепловыми конвертерами, а также для того, чтобы выявить специфические особенности динамики реакторов LMFBR. Как следует из табл. 5.3, значения постоянной распада источников запаздывающих нейтронов для урановой загрузки и спектра нейтронов реактора PWR и плутониевой загрузки и спектра нейтронов реактора LMFBR близки между собой. Эффективная доля запаздывающих нейтронов в реакторе LMFBR с плутониевой загрузкой почти в 2 раза меньше, чем в реакторе PWR с урановой загрузкой (при определении $\beta_{эф}$ учитывался вклад нейтронов деления ^{238}U в реакторе LMFBR и вклад нейтронов деления ^{239}Pu в реакторе PWR). Однако важно не только значение $\beta_{эф}$. Как следует из § 2.8, динамика реактора (т. е. его поведение в переходных процессах) определяется значением $(\rho - \beta_{эф})$, а также значениями λ и $l_{эф}$. Время жизни мгновенных нейтронов в реакторе LMFBR почти на два порядка меньше, чем в реакторе PWR (см. табл. 5.3). Как показано в § 2.8, нестационарные (переходные) режимы работы реакторов можно разделить на два класса. К первому классу относятся режимы работы в условиях критичности на запаздывающих нейтронах. В этом случае все процессы подъема мощности полностью контролируются. Ко второму классу относятся режимы работы реактора в условиях надкритичности на мгновенных нейтронах. Рассмотрение этих режимов важ-

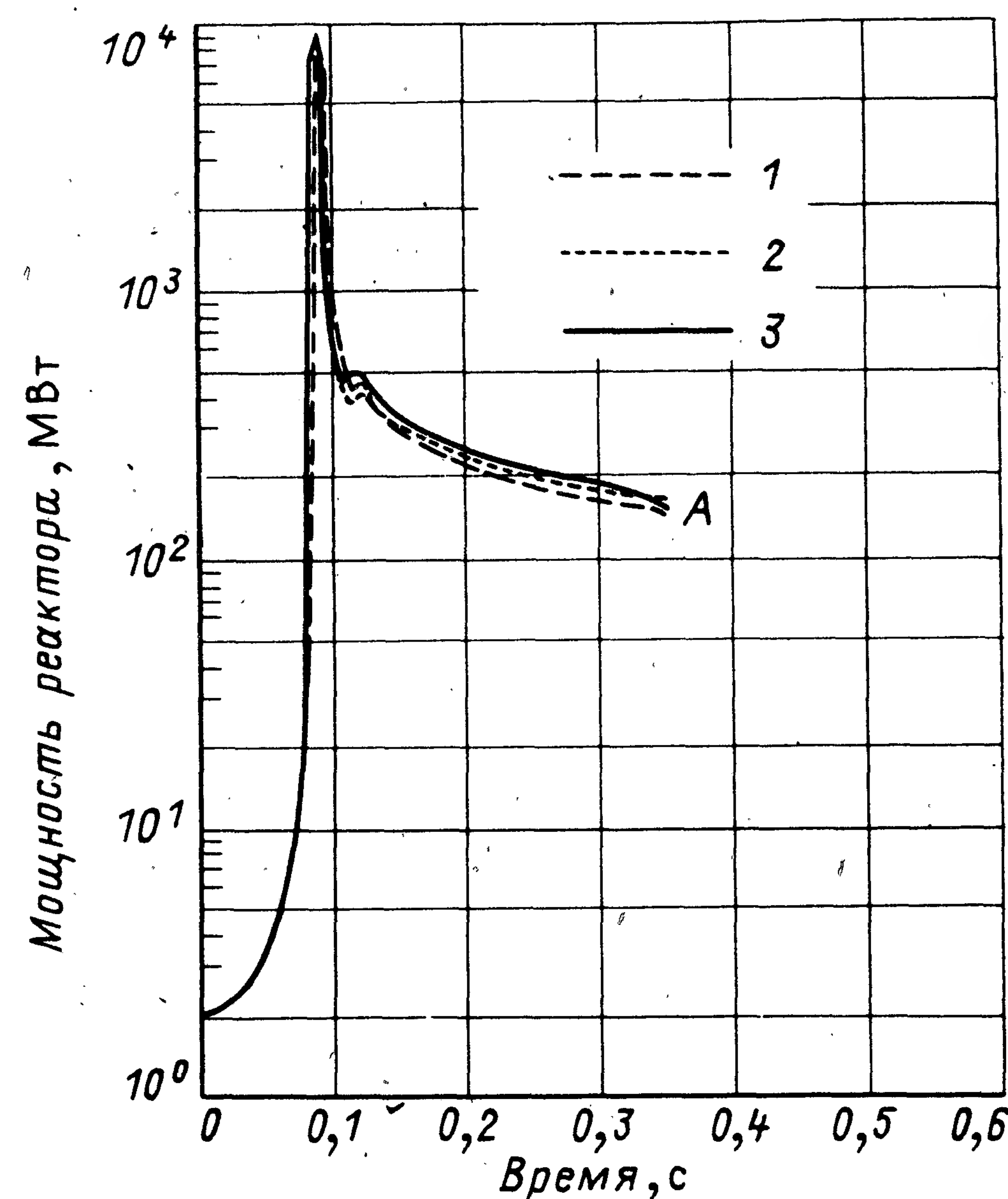


Рис. 5.3. Переходный процесс в реакторе SEFOR (KfK):

1 – по оценке фирмы General Electric; *2* – по оценке KfK; *3* – эксперимент; *A* – быстрая остановка реактора

но при оценке аварий в случае введения достаточно большой реактивности. Оба класса динамических режимов необходимо иметь в виду при анализе значений ($\rho - \beta_{эф}$), λ и $l_{эф}$ и их различий для реакторов LMFBR и PWR.

В переходных режимах в условиях критичности на запаздывающих нейтронах реактивность ρ всегда существенно меньше $\beta_{эф}$. В этом случае динамическое поведение любого реактора определяется значением постоянной распада источников запаздывающих нейтронов λ. Как следует из табл. 5.3, значение λ для реакторов LMFBR с плутониевой загрузкой и значение λ для реакторов PWR с урановой загрузкой очень близки между собой. Следовательно, в диапазоне изменения реактивности, когда $\rho \ll \beta_{эф}$, поведение реакторов LMFBR практически не будет отличаться от поведения реакторов PWR и любых других тепловых конвертеров как в режиме подъема мощности, так и в режиме остановки реактора. Поэтому конструкция и характеристика систем управления и защиты (СУЗ) этих реакторов почти совпадают.

В условиях критичности или надкритичности на мгновенных нейтронах, т. е. когда $\rho \geqslant \beta_{эф}$, определяющим в динамическом поведении реактора становится время жизни мгновенных нейтронов. Однако, если мощностной коэффициент реактивности или топливная составляющая температурного коэффициента реактивности (доплеровский коэффициент) имеют отрицательные значения, короткое $l_{эф}$ быстрых реакторов не является сложной проблемой. При наличии быстрой отрицательной обратной связи, обусловленной отрицательным доплеровским коэффициентом, введение реактивности $\rho \geqslant \beta_{эф}$ в активную зону реактора LMFBR вызывает резкий короткий импульс мощности. Эксперименты по выводу быстрого реактора в состояние надкритичности на мгновенных нейтронах были выполнены на реакторе SEFOR (рис. 5.3). Они показали, что даже в этих условиях реактор SEFOR безопасен и полностью контролируется. При наличии большого отрицательного доплеровского коэффициента реактивности энергия, выделяемая в импульсе, даже уменьшается с уменьшением времени жизни нейтронов.

В заключение следует отметить, что различие в значениях $l_{эф}$ и $\beta_{эф}$ быстрых и тепловых реакторов не приводит к существенной разнице в требованиях, предъявляемых к СУЗ. Поэтому нет необходимости в том, чтобы конструкция электромеханических приводов стержней регулирования и аварийной защиты в быстрых реакторах существенно отличалась от конструкции аналогичных приводов в тепловых реакторах.

5.4. ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ С НАТРИЕВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ

В настоящее время натрий является основным теплоносителем быстрых реакторов. Исследованию натриевого теплоносителя, отработке его технологии уделяется большое внимание практически во всех ядерных исследовательских центрах мира. Гелиевое охлаждение быстрых реакторов обычно рассматривается как альтернатива натриевому охлаждению. Однако до сих пор во всем мире не построено ни одного быстрого реактора с гелиевым теплоносителем.

Конструкция быстрых реакторов с натриевым охлаждением определяется главным образом теплотехническими и ядерно-физическими характеристиками натрия: хорошими теплопередающими свойствами, низкой замедляющей способностью и небольшим сечением захвата нейтронов. Захват нейтронов натрием ведет к образованию радиоактивного нуклида ^{24}Na с периодом полураспада 15 ч. Таким образом, натрий при прохождении через активную зону активируется. Температура плавления натрия относительно высока – 98 °С, температура кипения при атмосферном давлении 892 °С, а в рабочих условиях активной зоны реактора 900 – 1000 °С. Натрий имеет высокую теплоемкость и хорошую теплопроводность.

Высокая температура плавления натрия требует разогрева трубопроводов и оборудования натриевых контуров перед заполнением их натрием, а также в периоды, когда реактор не работает. Высокая температура кипения натрия позволяет поддерживать высокую рабочую температуру теплоносителя при низком давлении в контуре (0,6 – 1,0 МПа). Благодаря этому достигается высокий термодинамический КПД. В результате КПД АЭС LMFBR составляет около 40%. Относительно высокая теплоемкость натрия обеспечивает теплоотвод при умеренных скоростях теплоносителя в активной зоне (2 – 6 м/с) и низкой мощности циркуляционных насосов. В то же время хорошая теплопроводность натрия в совокупности с другими высокими тепловыми характеристиками обеспечивает хорошие условия для охлаждения активной зоны в режиме естественной циркуляции при отключении или поломке насосов. Однако следует иметь в виду, что высокие тепловые свойства натриевого теплоносителя приводят и к некоторым отрицательным последствиям, требующим специальных дополнительных конструкторских, а также технических и организационных решений. Так, например, в быстрых реакторах существует проблема теплового удара, особенно в местах крепле-

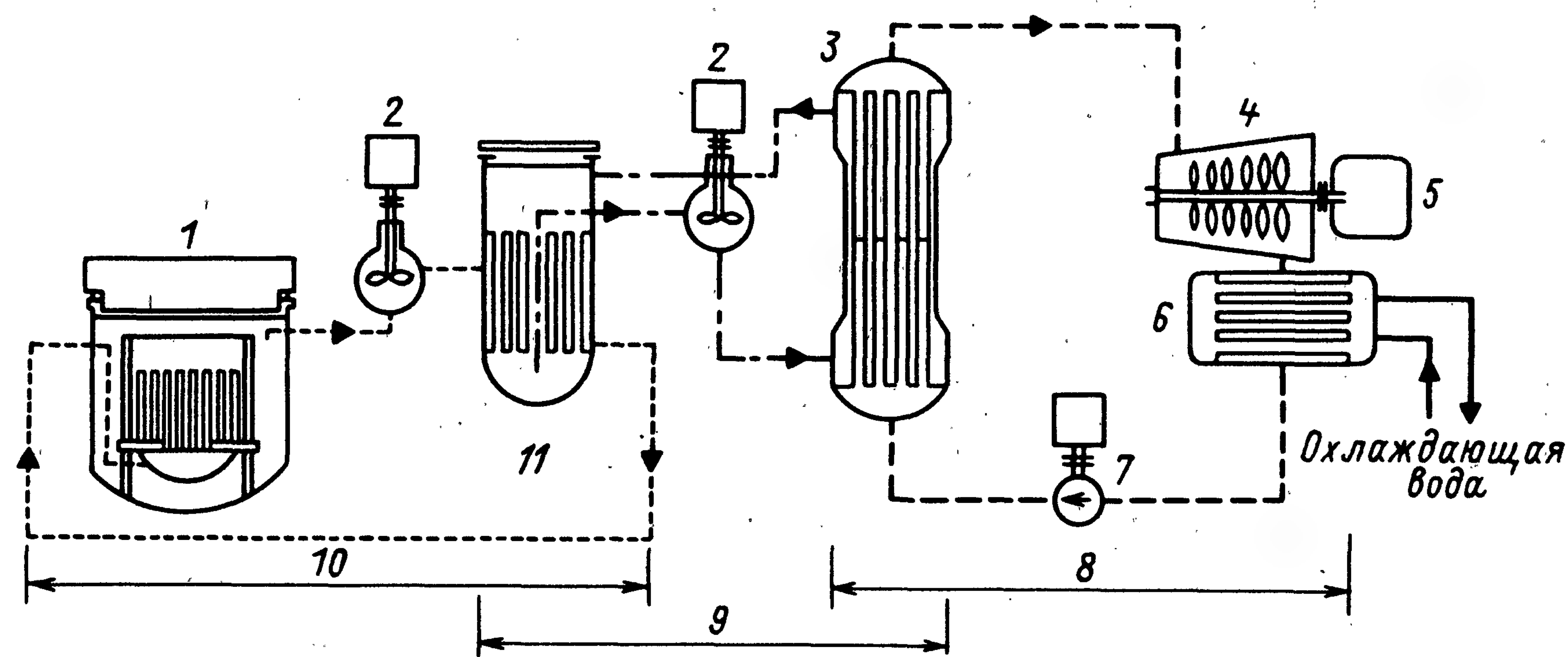


Рис. 5.4. Тепловая схема быстрого реактора-размножителя с натриевым теплоносителем (INTERATOM):

1 – реактор; *2* – циркуляционный насос; *3* – парогенератор; *4* – турбина; *5* – генератор; *6* – конденсатор; *7* – питательный насос; *8* – пароводяной контур; *9* – второй натриевый контур; *10* – первый натриевый контур; *11* – промежуточный натрий-натриевый теплообменник

ния трубопроводов в корпусе реактора и вентилей. Такие удары возникают при кратковременных скачках мощности и при аварийных остановках реактора. Хотя натрий практически не взаимодействует с нержавеющей сталью и не вызывает ее коррозии, содержание примесей в натрии, особенно кислорода и углерода, необходимо поддерживать на очень низком уровне $(5 - 10) \cdot 10^{-6}$ для кислорода и менее $5 \cdot 10^{-5}$ для углерода. Высокое содержание примесей вызывает образование радиоактивных отложений на поверхности твэлов, которые со временем переносятся и откладываются на холодных поверхностях первого натриевого контура (например, в теплообменнике). Необходимо предусмотреть меры, позволяющие избежать образования нежелательной концентрации продуктов коррозии, которые через несколько лет работы реактора могут вызвать затруднения в обслуживании и необходимость ремонта оборудования. Замечено, что ^{54}Mn, образующийся из ^{54}Fe в результате (n, p)-реакции, быстро переносится из областей активной зоны с высокой температурой в области с низкой температурой.

Непрозрачность натрия отражается на конструкции системы перегрузки топлива. Возникает необходимость в специальных ультразвуковых приборах, позволяющих наблюдать перегрузку топлива и контролировать ремонтные работы.

Основные конструкторские трудности натриевого охлаждения связаны с потенциальной опасностью контакта натрия с водой и воздухом, поскольку натрий вступает с этими веществами в химическое взаимодействие. Это свойство натрия, а также то, что натрий при облучении нейтронами в активной зоне становится радиоактивным, обусловливает следующие особенности конструкции энергоблоков с реактором LMFBR.

Первый контур охлаждения содержит радиоактивный натрий. Он предназначается для отвода теплоты от активной зоны; второй контур охлаждения также натриевый. Он связан с первым контуром через промежуточ-

ный теплообменник и предназначен для передачи теплоты третьему контуру; третий контур пароводяной. В нем образовавшийся при кипении воды пар подается в турбогенератор, вырабатывающий электроэнергию (рис. 5.4).

В пределах первого контура радиоактивный натрий защищен от контакта с воздухом стальными конструкциями, а также газовыми подушками, заполненными аргоном или азотом. Радиоактивный натрий первого контура отделен от нерадиоактивного натрия второго контура стальными трубами промежуточного теплообменника.

Как уже упоминалось, в конструкции LMFBR существуют два принципиальных конструкторских решения компоновки оборудования первого контура – баковая и петлевая компоновки. При баковой компоновке все оборудование первого контура, включая активную зону, насосы первого контура и промежуточные теплообменники, располагается в баке, заполненном натрием. Такая компоновка воплощена в реакторах PFR, "Феникс", "Суперфеникс" и БН-600. При петлевой компоновке, наоборот, только активная зона размещается в корпусе реактора, а циркуляционные насосы и промежуточные теплообменники вынесены за пределы корпуса и связаны между собой и с активной зоной системой трубопроводов. Петлевая компоновка использована в реакторах БН-300, SNR-300, FFTF и "Мондзю". Обе компоновки имеют как преимущества, так и недостатки, которые зависят от целого ряда причин. Только будущий опыт работы и лицензирования больших LMFBR позволит дать ответ, какой из этих двух концепций следует отдать предпочтение.

Много усилий потребовалось для разработки и создания парогенераторов для LMFBR. Через парогенераторы проходят нерадиоактивный натрий второго контура, а также вода и пар, причем натрий отделен от воды и пара только стенками трубок. Хорошо известно, что натрий при контакте с водой вступает с ней в бурную химическую реакцию. Поэтому при разработке конструкции парогенератора необходимо принимать во внимание такие вопросы, как технология изготовления, безопасность и надежность работы, контроль утечек, возможность инспекционных проверок и ремонта, вопросы коррозии и т. д. Необходимо также в рамках программ разработки LMFBR предусмотреть выполнение большого объема экспериментальных исследований и полномасштабных испытаний как парогенератора в целом, так и отдельных его узлов и деталей. На рис. 5.5 показаны две различные конструкции парогенератора: с прямыми и спиральными трубками. Существуют и другие конструкции парогенератора, внедренные в различных быстрых реакторах. В течение последних десятилетий предметом интенсивных исследований было взаимодействие натрия с водой, поиск оптимальной формы и конструкции находящихся под давлением систем парогенератора. Нет сомнения в том, что для мощных LMFBR будут созданы надежные, безопасные и технологичные парогенераторы. Анализ неисправностей парогенераторов, которые возникали в первые годы эксплуатации реакторов БН-350 и PFR, а также анализ способов, позволяющих избежать этих неисправностей, показывают, что нет принципиальных технологи-

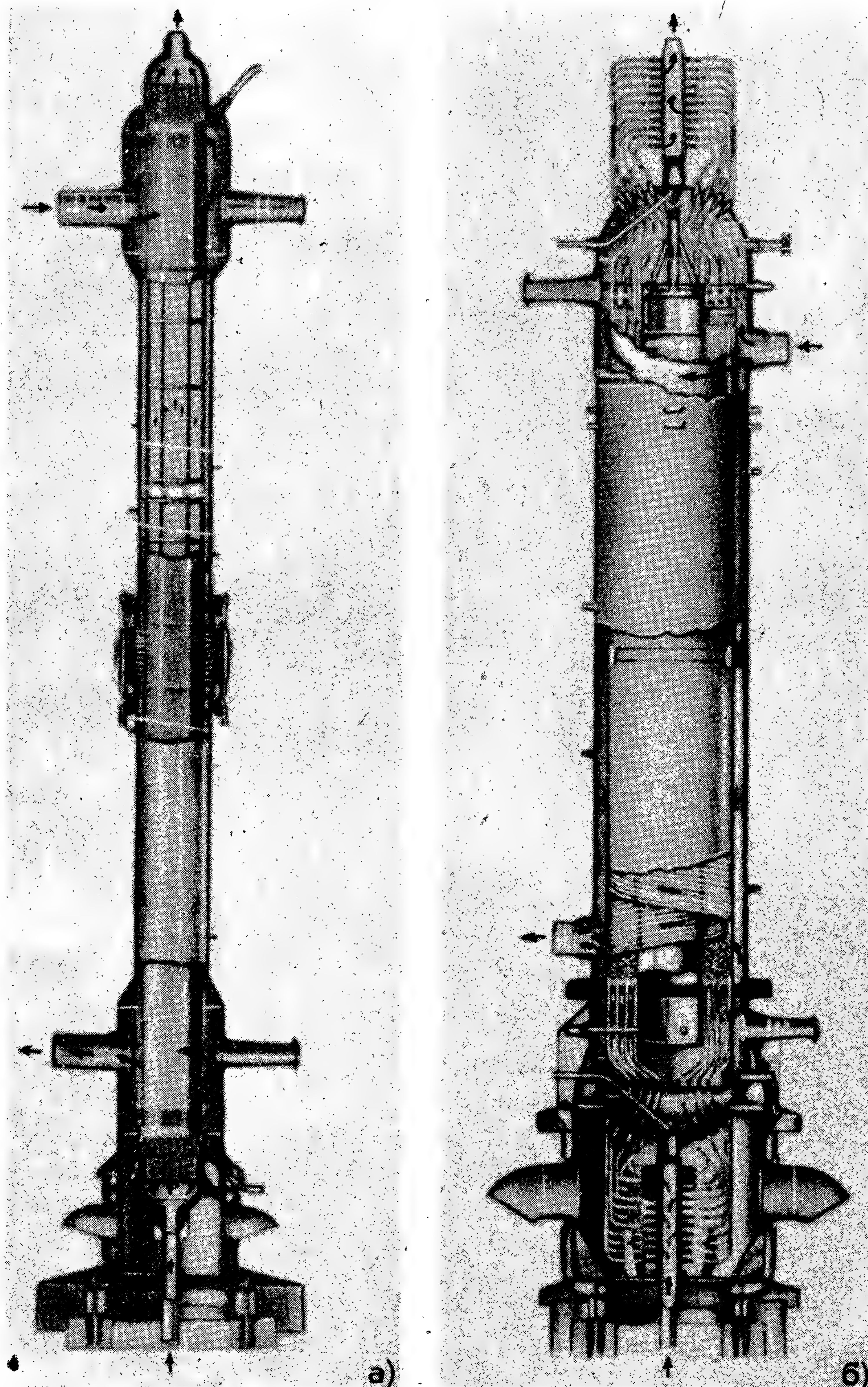


Рис. 5.5. Парогенераторы демонстрационного реактора SNR-300 (NERATOOM) с прямыми (*а*) и спиральными (*б*) трубами

ческих проблем создания парогенераторов для мощных LMFBR. Однако правильный выбор стали для трубок парогенератора (с учетом межкристаллитной коррозии, свариваемости и т. п.), а также проверка качества изготовления после каждой технологической операции имеют очень важное значение.

5.5. "СУПЕРФЕНИКС" – ПРОМЫШЛЕННЫЙ БЫСТРЫЙ РЕАКТОР С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Тепловая мощность реактора "Суперфеникс" равна 3000 МВт, электрическая – 1200 МВт, КПД нетто – 40%. Активная зона охлаждается натрием. Компоновка оборудования первого контура выполнена по принципу баковой конструкции, т. е. все оборудование первого контура размещено в баке с натрием. Конструкции активной зоны и зон воспроизводства реактора описаны в п. 5.3.1. Технические характеристики приведены ниже:

Мощность, МВт:	
тепловая	3000
электрическая брутто	1240
электрическая нетто	1200
КПД, %	40
Активная зона	
Топливо	UO_2/PuO_2
Эквивалентный диаметр, см	360
Высота, см	100
Равновесное обогащение плутонием, %:	
в центральной области активной зоны	14
в периферийной области активной зоны	18
Равновесная загрузка плутония, т	4,8
Полная загрузка UO_2/PuO_2 в активной зоне, т	36,9
Наружный диаметр твэла, мм	8,5
Энергонапряженность активной зоны, кВт/л:	
средняя	280
максимальная	435
Максимальная линейная мощность твэла, Вт/см	450
Максимальное выгорание, МВт · сут/кг	100
Зоны воспроизводства	
Топливо	UO_2
Толщина торцевых зон воспроизводства, см	30
Толщина боковой зоны воспроизводства, см	50
Полная загрузка UO_2, т	74
Наружный диаметр твэла, см	15,8
Полный коэффициент воспроизводства	1,18
ТВС активной зоны	
Количество ТВС	364
Количество твэлов в ТВС	271
Полная длина твэла, м	2,7
Полная длина ТВС, м	5,4
Материал оболочки твэла	Нержавеющая сталь
Максимальная температура оболочки твэлов, °С	620
ТВС зоны воспроизводства	
Количество ТВС	233
Количество твэлов в ТВС	91
Полная длина твэла, м	1,94
Полная длина ТВС, м	5,4
Материал оболочки твэла	Нержавеющая сталь

Основная система управления и аварийной защиты

Количество поглощающих сборок	21
Количество пэлов в сборке	31
Длина пэла, м	1,3
Материал оболочки пэла	Нержавеющая сталь

Резервная система аварийной защиты

Количество поглощающих сборок	3
Количество пэлов в сборке	3
Материал оболочки пэла	Нержавеющая сталь

Основной корпус реактора

Форма	Цилиндр со сферическим дном
Внутренний диаметр, м	21
Высота, м	12,5
Материал	Нержавеющая сталь

Первый контур

Теплоноситель	Натрий
Количество натрия в контуре, т	3250
Массовый расход натрия, т/с	4 x 4,1
Температура натрия на выходе из промежуточного теплообменника, °С	392
Температура натрия на входе в активную зону, °С	395
Температура натрия на выходе из активной зоны, °С	545
Температура натрия на входе в промежуточный теплообменник, °С	542

Второй контур

Теплоноситель	Натрий
Количество натрия в контуре, т	1500
Массовый расход натрия, т/с	4 x 3,3
Температура натрия на выходе из парогенератора, °С	345
Температура натрия на входе в промежуточный теплообменник, °С	345
Температура натрия на выходе из промежуточного теплообменника, °С	525
Температура натрия на входе в парогенератор, °С	525

Третий контур

Температура воды на входе в парогенератор, °С	237
Температура пара на входе в турбину, °С	487
Давление воды на входе в парогенератор, МПа	21,8
Давление пара на входе в турбину, МПа	17,7
Паропроизводительность, кг/с	4 x 340

5.5.1. Активная зона и зоны воспроизводства

Приблизительно за 2,2 года, в течение которых ТВС облучаются в активной зоне реактора "Суперфеникс", в топливе достигается выгорание 70 – 100 МВт · сут/кг. При выходе в равновесный режим частичных перегрузок ежегодная доля перегружаемых при проектном выгорании ТВС составляет около половины всей загрузки. Кампания ТВС зоны воспроизводства в среднем больше кампании ТВС активной зоны; внутренние, ближайшие к активной зоне ряды ТВС перегружаются чаще, чем наружные, периферийные ряды. Максимальная температура внутренней поверхности оболочки твэла достигает 650 °С. Оболочка к концу кампании должна выдерживать внутреннее давление около 5 МПа от накопившихся газообразных продуктов деления. При большом выгорании и большой удельной мощности смешанное оксидное топливо PuO_2/UO_2 значительно изменяет свои физико-механические и химические свойства. Оболочка твэлов должна выдерживать возникающие в связи с этим нагрузки и значительные температурные напряжения, а также сохранять хорошие механические свойства. Оболочка твэлов и кожух ТВС также подвергаются воздействию высоких температур и облучению потоком быстрых нейтронов. Максимальный флюенс нейтронов составляет приблизительно 2×10^{23} см$^{-2}$. Все это ведет к объемному распуханию, ползучести и высокотемпературному охрупчиванию стали. В качестве материала оболочек твэлов и кожухов ТВС, работающих в таких жестких условиях, применяются аустенитные стали, такие, как стабилизированные титаном сплавы, а также разработанные в последнее время ферритные стали.

5.5.2. Корпус реактора и циркуляция натрия в первом контуре

ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства крепятся в двойной (образованной двумя параллельными плитами) дистанционирующей опорной решетке, опирающейся на конструкции, размещенные на дне корпуса реактора (рис. 5.6). Натрий насосами первого контура подается в полость опорной решетки при температуре 395 °С и через отверстие в хвостовиках ТВС поступает в межтвэльное пространство. Циркуляция натрия в ТВС активной зоны и боковой зоны воспроизводства осуществляется снизу вверх; при этом натрий нагревается до температуры 545 °С. Со стороны боковой поверхности активная зона и прилегающая к ней зона воспроизводства окружены радиальным стальным отражателем и нейтронной защитой. Горячий натрий поднимается вверх в пределах внутренней обечайки и поступает в основной корпус с натрием. Затем горячий натрий сверху вниз проходит через восемь промежуточных теплообменников, которые расположены вокруг активной зоны в пределах корпуса реактора. Натрий охлаждается в них до температуры 392 °С, отдавая теплоту натрию второго контура, проходящему через промежуточный теплообменник навстречу натрию первого контура, т. е. снизу вверх. Охлажденный натрий четырьмя насосами первого контура вновь закачивается в полость опорной решетки. Эти четыре насоса также установлены вокруг активной зоны, причем каждый из них размещается между двумя промежуточными теплообменниками в пределах основного корпуса, заполненного натрием. Внутренняя обечайка предназначена для того, чтобы отделить горячий натрий, выходящий из активной зоны при 545 °С, от охлажденного до 392 °С натрия. Для обеспечения нормальной циркуляции натрия в обечайке имеются отверстия, расположенные напротив восьми промежуточных теплообменников и четырех циркуляционных насосов. Внутренней обечайкой полость корпуса разделена как бы на две камеры. В камере с горячим натрием содержится приблизительно

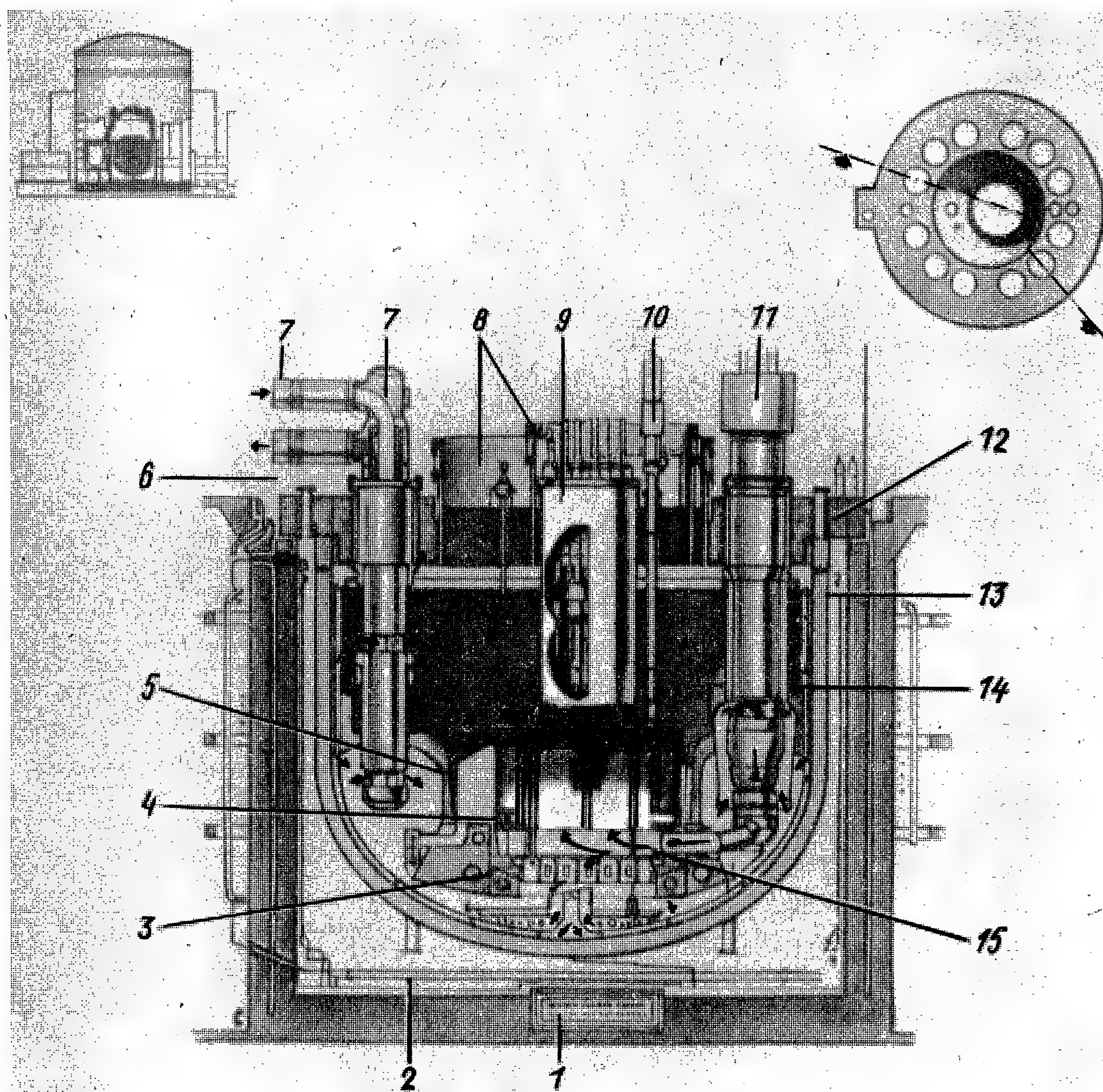


Рис. 5.6. Схема и основные системы реактора "Суперфеникс" (NOVATOME):

1 – нейтронные детекторы; *2* – система аварийного охлаждения; *3* – опорная плита активной зоны; *4* – опорная плита бокового отражателя нейтронов и защиты; *5* – внутренняя обечайка; *6* – колпак; *7* – промежуточный теплообменник; *8* – поворотные пробки; *9* – пробка активной зоны; *10* – механизм перегрузки; *11* – насос первого контура; *12* – верхняя плита перекрытия; *13* – страховочный корпус; *14* – главный корпус; *15* – двойная решетка

2100 м^3 натрия при средней температуре 545 °С, а в камере с охлажденным натрием содержится около 1900 м^3 натрия при температуре 392 °С. Производительность каждого из четырех циркуляционных насосов составляет 4,1 т/с. Полный массовый расход натрия через активную зону и боковую зону воспроизводства приблизительно равен 16,5 т/с.

Натрий в основном корпусе находится почти при атмосферном давлении. Напор циркуляционных насосов невелик и равен потере давления на преодоление сил трения в активной зоне и промежуточных теплообменниках. Большая масса натрия, заполняющего первый контур, предотвращает возникновение быстрых больших изменений параметров контура при резких изменениях мощности реактора. Боковая нейтронная защита, окружающая активную зону, предохраняет от активации

проходящий через промежуточные теплообменники натрий второго контура. Удельная активность натрия первого контура 6,7 · 10^8 Бк/см^3.

Основной корпус реактора имеет внутренний диаметр 21, высоту 19 м. Корпус выполнен двухстенным, причем наружная стенка играет роль дополнительного страховочного корпуса. Пространство между стенками корпуса заполнено азотом. Толщина стен двухстенного корпуса 25 – 60 мм. Корпус изготовлен из аустенитной стали и имеет сварную конструкцию. Сверху корпус закрывается плитой трехметровой толщины. В центральной части плиты установлены две поворотные пробки с машиной для перегрузки топлива, а также располагаемая непосредственно над активной зоной пробка, в которой размещаются приводы СУЗ и контрольно-измерительные приборы. Периферийная часть плиты используется как опора для установки восьми промежуточных теплообменников и четырех циркуляционных насосов. Пространство между открытой поверхностью натрия в корпусе и плитой перекрытия заполнено аргоном, предохраняющим натрий от контакта с воздухом.

Две поворотные пробки, расположенные с эксцентриситетом, позволяют наводить перегрузочное устройство или другой инструмент на любую ТВС активной зоны или боковой зоны воспроизводства, а также на выполненные в форме ТВС блоки боковой нейтронной защиты. ТВС выгружают из активной зоны или зоны воспроизводства с помощью механизма перегрузки и помещают в контейнер, находящийся в положении загрузки. В дальнейшем специальное устройство извлекает ТВС из контейнера и по наклонным направляющим транспортирует их в хранилище отработавших ТВС, расположенное вблизи корпуса реактора. Во время операции по загрузке ТВС все поглощающие стержни вводят в активную зону и отсоединяют от своих приводов. Механизм перегрузки ТВС может свободно перемещаться над активной зоной.

Корпус реактора установлен в шахте, стенки которой выполнены из армированного железобетона и облицованы стальными листами, сваренными между собой и образующими герметичную полость. Внутри этой полости размещено оборудование системы аварийного охлаждения реактора. В пределах верхней плиты корпуса реактора размещена система очистки натрия с контролем всех примесей в натрии первого контура (главным образом, содержания кислорода и углерода). Там же расположена система подпитки и очистки аргона. Верхняя плита вместе с размещенным на ней и в ее пределах оборудованием первого контура, т. е. вместе с насосами, приводами насосов, промежуточными теплообменниками, приводами СУЗ, механизмом перегрузки ТВС, заключены под стальной колпак.

5.5.3. Второй контур охлаждения и парогенераторы

Реактор "Суперфеникс" имеет четыре независимых петли системы охлаждения. Каждая петля включает в себя один циркуляционный насос и два промежуточных теплообменника первого контура, одну из четырех петель второго контура и часть оборудования третьего пароводяного контура (рис. 5.7).

Натрий второго контура выходит из промежуточных теплообменни-

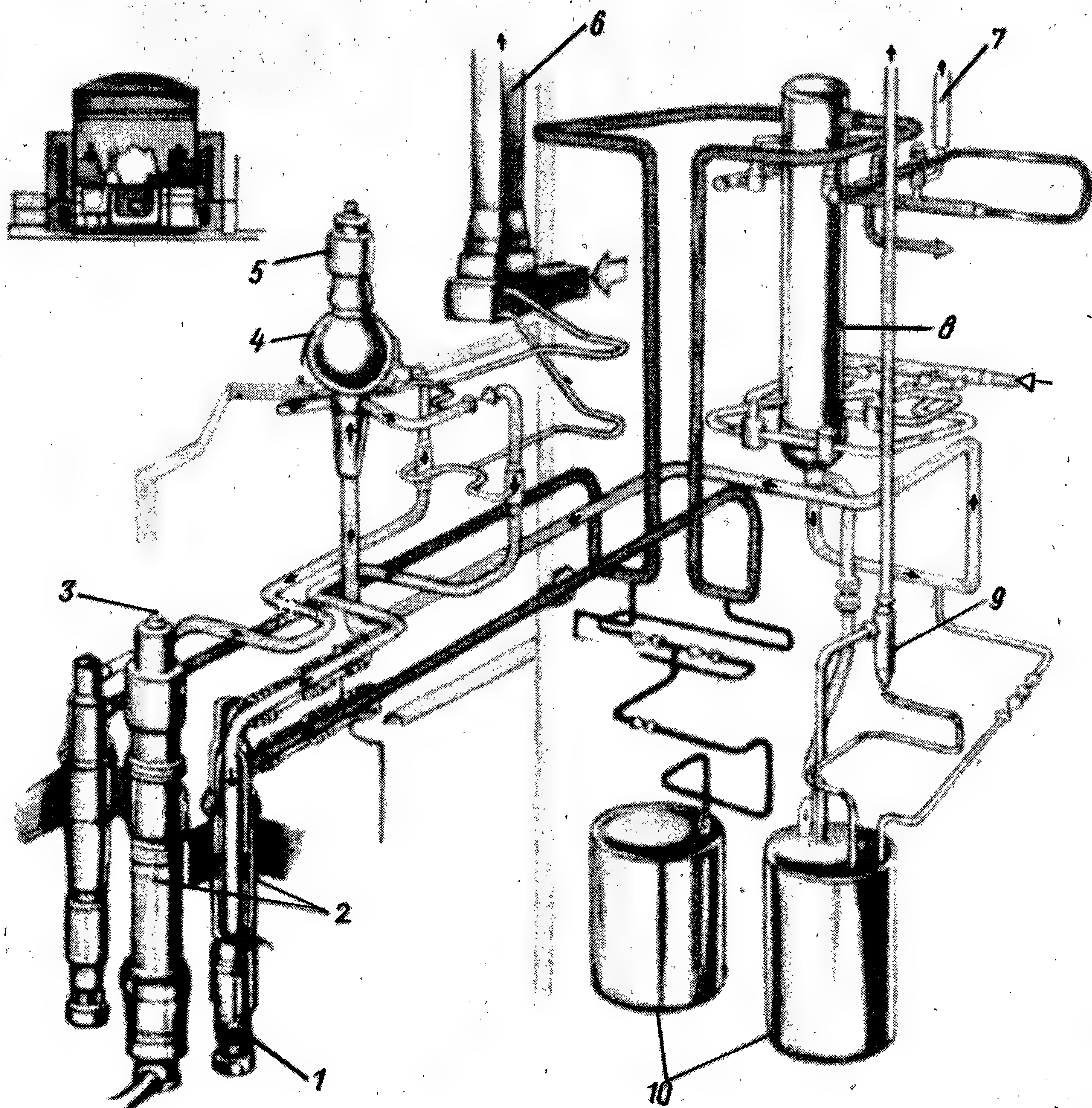


Рис. 5.7. Второй натриевый контур охлаждения и парогенераторы реактора "Супер феникс" (NOVATOME):

1 – первый натриевый контур; *2* – промежуточный теплообменник; *3* – насос первого контура; *4* – расширительный сферический бак; *5* – насос второго контура; *6* – воздушный теплообменник; *7* – предохранительный клапан; *8* – парогенератор; *9* – сепаратор Na/H_2; *10* – отстойники

ков при температуре 525 °С и по трубопроводам подается в парогенератор, где он охлаждается до 345 °С и передает 750 МВт тепловой мощности пароводяному контуру. Из парогенератора натрий второго контура поступает в расширительный бак, имеющий форму сферы. В расширительном баке размещается насос второго контура, который по двум трубопроводам подает натрий в два промежуточных теплообменника при температуре на входе 345 °С. Пар, имеющий на выходе из парогенератора давление 21,8 МПа и температуру 487 °С, поступает в турбину.

После остановки реактора энергия остаточного тепловыделения отводится штатной системой охлаждения, часть оборудования которой переводится в режим работы на пониженной мощности. В этом режиме циркуляционные насосы работают с производительностью, составляющей

несколько процентов номинальной. Они подключаются к небольшим электродвигателям, питаемым от вспомогательных дизельных генераторов. Энергия остаточного тепловыделения в активной зоне реактора может быть также отведена путем естественной циркуляции. Если отвести энергию остаточного тепловыделения через парогенераторы невозможно, она может быть отведена с помощью воздушных теплообменников, в которые горячий натрий поступает из расширительных баков. Охлажденный воздухом натрий возвращается в промежуточные теплообменники. В воздушных теплообменниках применяется или принудительная циркуляция воздуха с помощью газодувок, или естественная конвекция воздуха.

Реактор вместе с оборудованием натриевых контуров и парогенераторами размещается в цилиндрической защитной оболочке высотой 80 и внутренним диаметром 64 м. Оболочка выполнена из армированного железобетона с толщиной стен около 1 м. В защитной оболочке расположены дополнительные емкости с аргоном и натрием, хранилища отработавших ТВС и помещения для их обработки и очистки.

5.6. ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРОМ LMFBR

В реакторах LMFBR, как, впрочем, и во всех других реакторах, технические меры обеспечения безопасности направлены на то, чтобы предотвратить выход радиоактивных продуктов, присутствующих в активной зоне, первом контуре охлаждения и хранилище облученных ТВС, в окружающую среду при нормальной работе реактора и в аварийных ситуациях. Реакторы LMFBR на 1 ГВт · год электроэнергии производят примерно такое же количество продуктов деления, что и тепловые реактора-конвертеры. Вследствие высокого термодинамического КПД количество продуктов деления, отнесенное к единице произведенной энергии, в реакторах LMFBR приблизительно такое же, как в реакторах AGR и HTGR, и несколько ниже, чем в реакторах LWR и HWR. Хотя в реакторах LMFBR основная доля делений приходится на плутоний, процентный состав различных нуклидов в продуктах деления приблизительно такой же, что и в тепловых конвертерах, несмотря на то, что в последних обычно используется урановое топливо (см. § 2.1). Количество трансурановых элементов, образующихся в реакторах LMFBR на единицу производимой электроэнергии, несколько больше, чем в тепловых конвертерах.

Содержание делящегося плутония в реакторе LMFBR заметно отличается от его содержания в тепловых реакторах с урановой загрузкой и приближается к содержанию плутония в тепловых конвертерах, работающих в замкнутом топливном цикле с повторным использованием плутония. Полная топливная загрузка в активной зоне и зонах воспроизводства LMFBR мощностью 1200 МВт(эл.) равна 111 т, т. е. сравнима с топливной загрузкой PWR мощностью 1240 МВт(эл.), составляющей 104 т U или 122 т UO_2 (см. табл. 4.1). Однако необходимо иметь в виду, что в LMFBR мощность активной зоны составляет примерно 90% полной мощности, в то время как топливная загрузка активной зоны как

по объему, так и по массе составляет менее половины полной топливной загрузки.

5.6.1. Принцип многократного барьера

Одним из наиболее важных принципов разработки безопасной конструкции реактора любого типа является создание многих барьеров безопасности, отделяющих область генерации энергии и производства радиоактивных продуктов деления от окружающей среды. Этот принцип объясняется на примере реактора SNR-300, который в отличие от реактора "Суперфеникс" имеет петлевую конструкцию.

Первым барьером, локализирующим топливо и продукты деления, является герметичная стальная оболочка твэла. Твердые осколки деления удерживаются кристаллической структурой самого топлива. Для сбора газообразных продуктов деления в твэле предусмотрена специальная газовая полость. Негерметичность твэлов контролируется специальными приборами, определяющими наличие газообразных продуктов деления в газовой подушке, или приборами обнаружения запаздывающих нейтронов в первом натриевом контуре. При необходимости реактор будет остановлен для обнаружения и выгрузки ТВС с дефектным твэлом.

Вторым барьером является корпус реактора, в который входят элементы системы первого контура. Сверху корпус реактора перекрыт поворотной защитной пробкой. Пространство между открытой поверхностью натрия и поворотной пробкой заполнено аргоном. Промежуточные теплообменники и насосы первого контура размещаются в так называемых камерах внутренней защитной оболочки. Эти камеры облицованы стальными листами, герметизированы и заполнены азотом. Трубопроводы, насосы и промежуточные теплообменники установлены таким образом, чтобы в случае утечки натрия из трубопроводов первого контура он собирался в специальных полостях, а уровень натрия в корпусе не опускался ниже определенной отметки. К этому следует добавить, что скорость роста трещин в изготовленных из аустенитной стали тонкостенных трубах невелика, и поэтому небольшие утечки натрия будут

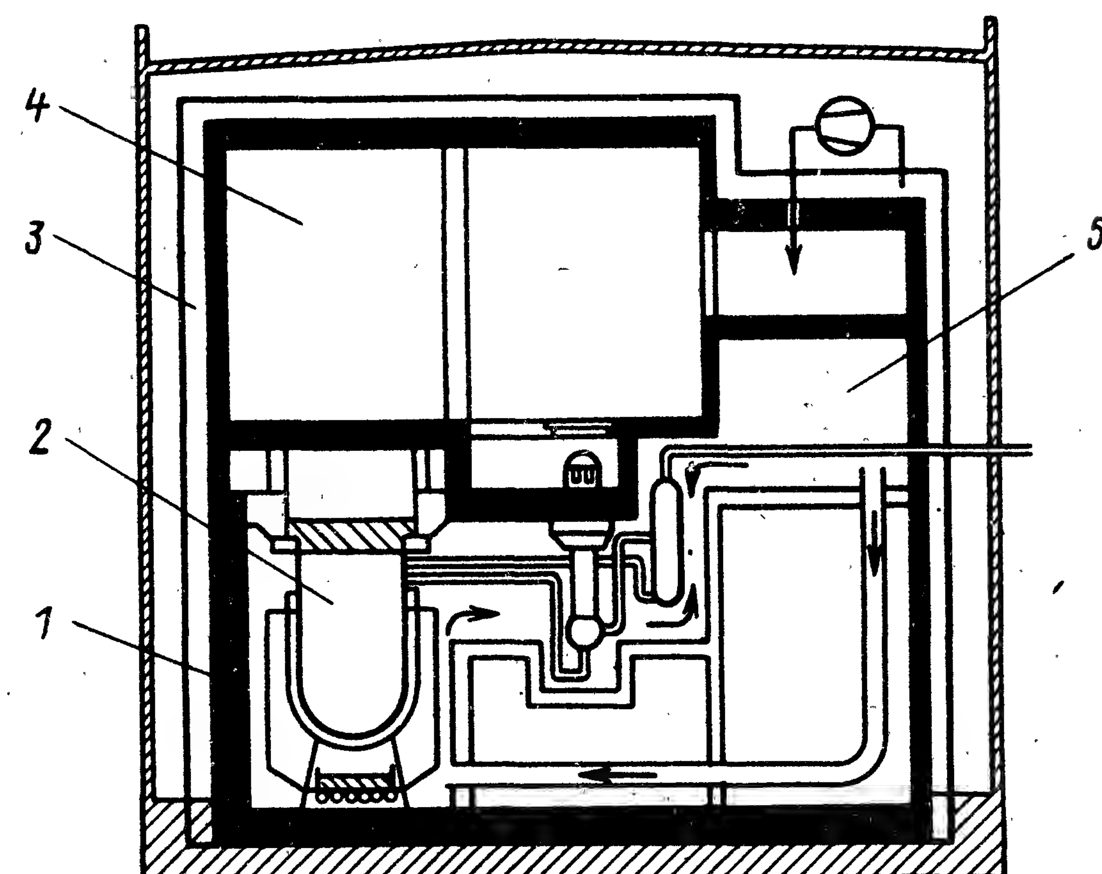


Рис. 5.8. Система защитных оболочек реактора SNR-300 (INTERATOM):

1 – стенка внутренней защитной оболочки; *2* – корпус реактора; *3* – вентилируемый зазор; *4* – внешняя защитная оболочка; *5* – камеры внутренней защитной оболочки

обнаружены задолго до момента, когда размеры трещин станут значительными.

Последним барьером в реакторе SNR-300 является заполненная воздухом внешняя защитная оболочка, выполненная из армированного бетона с толщиной стен около 1,2 м. Оболочка предназначена также для защиты реактора от таких внешних воздействий, как падение самолетов, воздействие ударной волны, землетрясение и т. п. Бетонная защитная оболочка (рис. 5.8) полностью окружена стальным кожухом; между стенами оболочки и кожухом имеется вентилируемый зазор. Радиоактивные аэрозоли, которые могут просочиться в зазор, газодувками будут перекачены во внешнюю защитную оболочку. При необходимости процесс такой вентиляции может продолжаться в течение нескольких суток, после чего газ, заполняющий внешнюю защитную оболочку, может быть выпущен в вентиляционную трубу. Во время этой процедуры радиоактивные аэрозоли почти полностью улавливаются фильтрами. Подобные защитные оболочки планируются для энергетических реакторов петлевой конструкции.

5.6.2. Система управления и защиты

Управление и защита LMFBR осуществляются путем перемещения стержней, содержащих поглощающий нейтроны материал B_4C. Взведенные стержни аварийной защиты могут быть введены в активную зону в течение 0,7 – 0,8 с за счет свободного падения. Для обеспечения надежной остановки реактора в аварийных ситуациях предусматриваются две независимые системы аварийной защиты. При этом вероятность отказа срабатывания аварийной защиты снижена до уровня меньше 10^{-6}. На рис. 5.9 показаны принципиальные конструкции двух независимых систем аварийной защиты SNR-300. В первой конструкции предусматривается свободное падение поглощающих стержней в активную зону. Во второй конструкции гибкая подвеска из поглощающих блочков втягивается в активную зону снизу. Обе системы аварийной защиты имеют независимые электронные каналы. Срабатывание стержней аварийной защиты осуществляется при расцеплении магнита, удерживающего стержни во

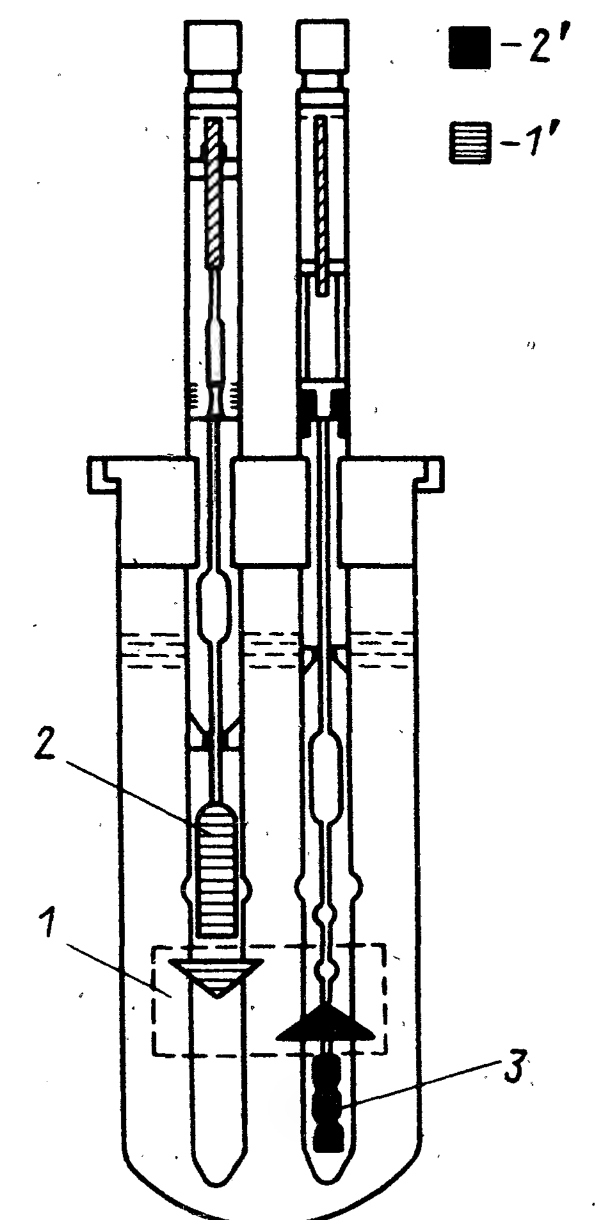


Рис. 5.9. Системы аварийной защиты реактора SNR-300 (INTERATOM):

1 – активная зона; *2* – поглощающие стержни над активной зоной; *3* – подвеска поглощающих блочков под активной зоной; *1'* – основная система аварийной защиты; *2'* – вспомогательная система аварийной защиты

взведенном положении. В реакторе "Суперфеникс" некоторые из стержней аварийной защиты срабатывают также по сигналу превышения определенной уставки по температуре натрия.

5.6.3. Отвод энергии остаточного тепловыделения и аварийное охлаждение активной зоны реактора LMFBR

Даже в остановленном реакторе продолжается выделение энергии в активной зоне в результате остаточного тепловыделения, которая должна быть надежно отведена. При нормальных условиях отвод энергии остаточного тепловыделения к парогенераторам осуществляется основными системами охлаждения с тем только отличием, что насосы переключаются на маломощные вспомогательные приводы и работают при малых частотах вращения. Более того, замечательные свойства натрия как теплоносителя позволяют отводить энергию остаточного тепловыделения путем естественной циркуляции по основным системам охлаждения. Это было доказано экспериментально и на реакторах баковой конструкции, таких, как "Феникс" и PFR, и на реакторах петлевой конструкции SEFOR и FFTF. При отказе основных систем охлаждения в реакторе "Суперфеникс" предусмотрены дополнительные системы охлаждения, отводящие теплоту от второго натриевого контура к воздушным теплообменникам (см. пп. 5.5.3). В реакторе SNR-300 предусмотрено шесть погружных теплообменников, расположенных в пределах корпуса, ниже уровня натрия аварийной системы отвода энергии остаточного тепловыделения к воздушным холодильникам. Даже в том случае, если бы отказали все активные элементы аварийной системы охлаждения, отвод теплоты через поверхность трубопроводов первого контура реактора SNR-300 оказался бы достаточным для того, чтобы снизить максимальную температуру натрия в корпусе до значения, меньшего 700 °С. В отличие от водо- и газоохлаждаемых тепловых реакторов – конвертеров, которым необходима активная система аварийного расхолаживания, в растворах LMFBR отвод энергии остаточного тепловыделения возможен только за счет естественной циркуляции без вмешательства каких-либо активных систем теплоотвода.

5.6.4. Внутриреакторный контроль и предотвращение распространения аварий

Помимо обеспечения высокой надежности аварийной защиты необходима разработка мер, направленных на предотвращение дальнейшего развития цепочки неисправностей, обусловленных закупоркой проходного сечения ТВС. Для обоснования безопасности LMFBR рассматривалась локальная закупорка ТВС, вызывающая локальное вскипание теплоносителя и разрушение твэла, вследствие чего может произойти частичное разрушение ТВС, что, в свою очередь, может вызвать серьезные последствия для активной зоны. Однако результаты последних ампульных исследований показали, что такие аварийные случаи могут быть исключены. Тем не менее активные зоны реакторов LMFBR оборудованы приборами индивидуального контроля ТВС (термопарами, а иногда и

расходомерами) с тем, чтобы зафиксировать аномальные отклонения в условиях охлаждения ТВС. Более того, существующие приборы регистрации запаздывающих нейтронов и радиоактивных газообразных продуктов деления в состоянии своевременно зафиксировать разрушение твэла.

Другие возможные неисправности реакторов петлевой конструкции контролируются штатной системой измерений или дополнительными приборами. В реакторе SNR-300 для предотвращения попадания газа в активную зону предусмотрен сепаратор газа, установленный под двойной опорной решеткой. Из сепаратора поток с газовыми пузырями направляется в боковую зону воспроизводства и отражатель, где наличие пузырей допустимо. Целостность трубопроводов обеспечивается специальными методами проверки и обслуживания, наличием указателей уровня натрия в корпусе и расширительных емкостях, а также системами обнаружения утечек.

5.6.5. Конструкция первого контура и корпуса реактора

Хотя авария с потерей теплоносителя относится к классу крайне маловероятных событий, она в первую очередь принимается во внимание при разработке конструкции и анализе безопасности реакторов LMFBR. Разрушение активной зоны LMFBR может произойти только при отказе обеих систем аварийной защиты и одновременного отключения циркуляционных насосов. В этой так называемой аварии без защиты с потерей циркуляции (LOF) натриевое охлаждение из-за остановки насосов прекращается, в то время как мощность реактора остается неизменной. Аварии, связанные с неожиданным вводом положительной реактивности, менее вероятны, чем LOF, но последствия этих аварий были бы весьма похожи. Вероятность одновременного отказа двух совершенно независимых систем аварийной защиты составляет менее 10^{-6} за год. Следовательно, вероятность LOF не может превышать этого значения.

Анализ безопасности реактора SNR-300 показывает, что в случае LOF, из-за несбалансированности генерации и отвода энергии, через несколько секунд последует быстрый рост температуры натрия и компонентов активной зоны. После достижения температуры натрия 900 – 1000 °С начнется его кипение в активной зоне. Сначала вследствие положительного натриевого пустотного коэффициента реактивности мощность реактора будет расти, что вызовет уменьшение реактивности, обусловленное отрицательным температурным коэффициентом реактивности, например, из-за эффекта Доплера и расширения топлива. Поэтому со временем увеличение мощности будет остановлено, однако при этом возможно, что температура стали, топлива и продуктов деления достигнет таких высоких значений, что произойдет расплавление, вскипание и даже испарение центральной части активной зоны. Через несколько миллисекунд локальное давление горячей смеси достигнет нескольких мегапаскалей, что вызовет ее быстрое расширение. В результате активная зона реактора станет подкритической, и мощность самопроизвольно снизится. Расчетами показано, что значение энергии, выделяемой при адиабатическом расширении смеси раскаленных материалов горячего участка активной зоны реактора

Рис. 5.10. Схема защиты реактора SNR-300 от распространения аварии (INTERATOM):

1 – коллектор для сбора фрагментов расплавленной активной зоны; *2* – распределитель топлива; *3* – страховочный корпус; *4* – активная зона; *5* – корпус реактора; *6* – теплоизоляция; *7* – теплоизоляция полости; *8* – охлаждаемый зазор; *9* – опорные конструкции страховочного корпуса; *10* – полость; *11* – термостойкая бетонная конструкция; *12* – система охлаждения коллектора и фундамента

SNR-300, составляет менее 100 МДж. Это существенно меньше допустимого проектного значения выделяемой энергии 370 МДж, выбранного из соображений сохранения механической целостности корпуса реактора и связанных с ним систем.

Для промышленного быстрого реактора, такого, как "Суперфеникс", анализ последствий LOF показал, что при расплавлении и расширении активной зоны выделяемая механическая энергия составит несколько сот мегаджоулей.

Большинство активных зон реакторов LMFBR в результате LOF будет расплавлено. Охлаждение расплавленных материалов активной зоны должно быть обеспечено также и в случае этой крайне маловероятной аварии. Для SNR-300 теоретические и экспериментальные исследования показали, что в корпусе реактора охлаждение обеспечивается и выхода расплавленного топлива сквозь днище корпуса реактора не будет. Аналогичные заключения получены и для других демонстрационных быстрых реакторов, и для "Суперфеникса". Тем не менее в реакторах SNR-300 предусмотрен дополнительный барьер безопасности в виде устройства для сбора и длительного охлаждения расплавленного топлива в практически невероятном случае его проникновения сквозь днище корпуса реактора (рис. 5.10). Это устройство заполняется натрием, вытекающим из корпуса. Фрагменты расплавленной активной зоны улавливаются слоями из диоксида урана, охлаждаемыми снизу циркуляцией сплава NaK. Это позволяет отвести теплоту от расплавленного топлива и теплоизолировать бетонную плиту фундамента защитной оболочки.

Даже при рассматриваемой здесь наиболее серьезной аварии с радиоактивным выбросом из корпуса реактора оставшиеся барьеры безопасности будут выполнять свои защитные функции против дальнейшего распространения радиоактивных продуктов. Источниками активности при такой аварии в первую очередь являются газообразные и летучие продукты деления, а также аэрозоли натрия. В реакторе "Суперфеникс" аэрозоли могут проникнуть под колпак, расположенный над поворотной пробкой корпуса. Отсюда они могут быть удалены через фильтры и линии задержки. Аэрозоли, выходящие за пределы внутреннего защитного барьера, т. е. за пределы корпуса, попадут в полость внешней защитной оболочки, откуда они после фильтрации будут постепенно выброшены в окружающую среду. Конструкция задерживающих аэрозоли барьеров (корпуса и защитной оболочки), а также фильтрующих систем разработана с учетом физики аэрозолей. Большинство аэрозолей, поступающих во внешнюю защитную оболочку, отложится на стенах и днищах оболочки путем коагуляции, термофореза и других процессов осаждения. Только аэрозоль плутония с концентрацией примерно несколько миллиграммов на кубический сантиметр, по-видимому, останется в воздушной атмосфере защитной оболочки реактора SNR-300. Спустя несколько суток необходимо часть содержащегося в защитной оболочке газа выпустить в окружающую атмосферу, предварительно пропустив его через угольные фильтры. При этом доза облучения на территории, прилегающей к реактору, не превысит допустимых норм.

Выбор описанной конструкции защитной оболочки для промышленных быстрых реакторов петлевого типа в настоящее время обсуждается. Предпочтительнее конструкция из двух оболочек. В этом случае внутренняя газонепроницаемая стальная оболочка цилиндрической формы окружена наружной оболочкой из предварительно напряженного железобетона, предназначенной для защиты реактора от внешних воздействий.

5.6.6. Возгорание натрия

Системы, содержащие радиоактивный натрий первого контура, защищены от возгорания натрия тем, что они заключены в камеры, заполненные азотом. Открытые поверхности натрия в контуре имеют контакт только с аргоном. Утечки натрия контролируются приборами проверки герметичности системы охлаждения. Системы второго натриевого контура обычно размещаются в воздушной среде.

Утечки натрия из контуров будут непосредственно собираться в расположенных под трубопроводами и насосами специальных сливных поддонах и емкостях, в значительной степени препятствующих контакту горячего натрия с кислородом. Кроме этого, предусмотрены также системы огнетушения натрия. Имеются обширные экспериментальные данные по интенсивности горения натрия, температурам, развивающимся при горении, по образованию натриевых аэрозолей. Эти данные получены на специальных испытательных стендах США и Европы. Необходимо учитывать и большой опыт эксплуатации демонстрационных быстрых реакторов, подтверждающий высокую степень отработанности натриевой технологии.

5.6.7. Взаимодействие натрия с водой в парогенераторе

Только в парогенераторах при разрыве трубки возможен контакт нерадиоактивного натрия с водой. Струя воды высокого давления может проникнуть в натрий, вызывая развитие бурной реакции $Na-H_2O$ с выделением теплоты и подъемом температуры в зоне реакции до 1300 °С. В результате начнется образование водорода и гидроксида натрия, приводящее к росту давления в зоне реакции до 9 – 13 МПа. В связи с этим парогенераторы оборудуются специальными системами компенсации давления (рис. 5.11). При недопустимом увеличении давления сработают специальные разрывные мембраны, которые выпустят водород, натрий и гидроксид натрия в отводящий трубопровод, по которому они поступят в устройство для отделения газообразного водорода от твердых частиц натрия и гидроксида натрия. Водород будет выброшен в атмосферу, где он, соединившись с кислородом, сгорит. От водородных мониторов и других датчиков, установленных в системе компенсации давления, при обнаружении течи поступают аварийные сигналы, при появлении которых неисправный парогенератор должен быть остановлен, выведен из эксплуатации и отремонтирован.

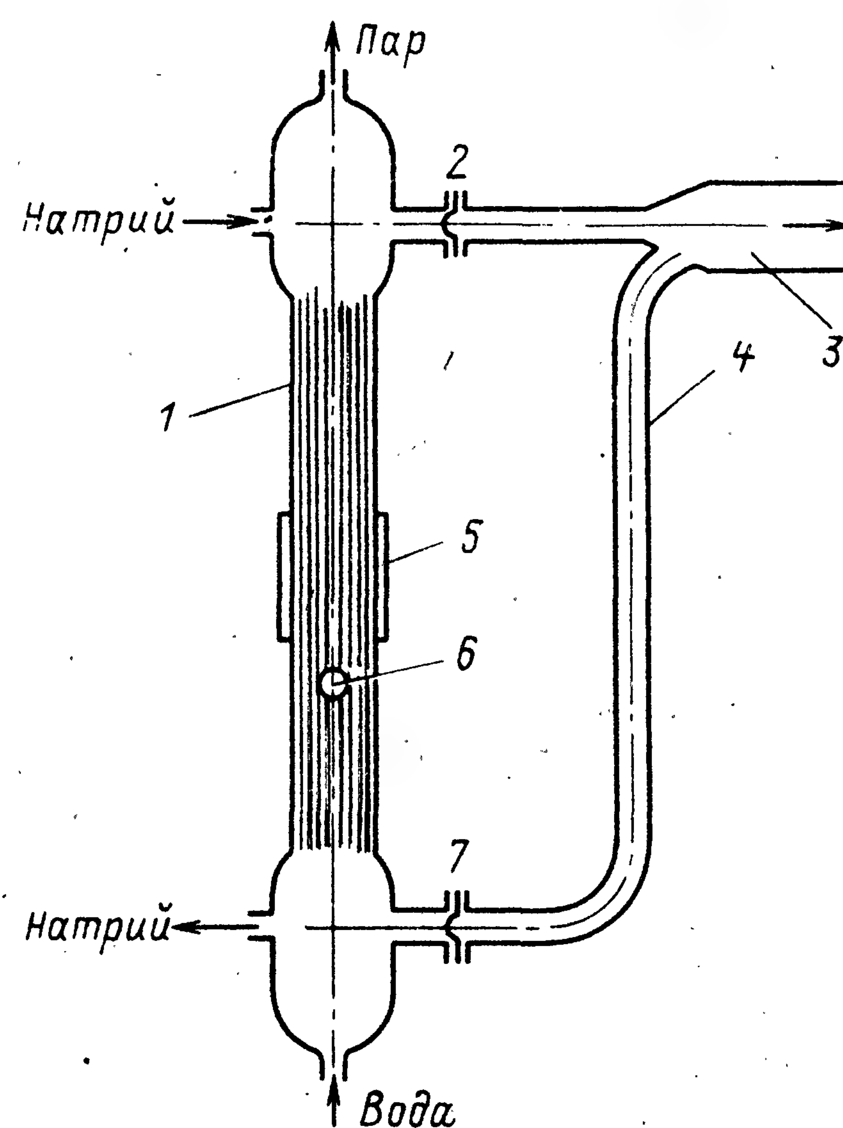


Рис. 5.11. Экспериментальная модель системы компенсации давления для исследования взаимодействия Na с H_2O в парогенераторе (INTERATOM):

1 – парогенератор; *2* – разрывная мембрана; *3* – сепаратор; *4* – заполненный азотом трубопровод компенсации давления; *5* – компенсатор; *6* – место утечки и реакции Na с H_2O; *7* – разрывная мембрана

Во всех исследовательских институтах США, Европы, Японии, СССР, занимающихся разработкой быстрых реакторов, имеются многочисленные экспериментальные данные по росту температуры и давления, распространению волн давления в пучках труб парогенератора при аварии с образованием течи в парогенераторе. В настоящее время разработаны и используются на работающих парогенераторах LMFBR чувствительные датчики утечек воды или пара в трубах парогенератора. Они позволяют своевременно зарегистрировать небольшие утечки, что дает возможность предотвратить появление значительной течи или разрыва труб.

5.7. ГЕТЕРОГЕННЫЕ АКТИВНЫЕ ЗОНЫ РЕАКТОРА LMFBR

Основные характеристики быстрых реакторов зависят от конструктивного исполнения активной зоны, ее конфигурации и взаимного расположения ТВС с топливом и с воспроизводящим материалом. В процессе усовершенствования LMFBR было разработано несколько альтернативных конструкций активной зоны. Это прежде всего уплощенная (блинообразная) активная зона. В последние годы особое внимание уделяется исследованиям и обсуждениям конструкций так называемых гетерогенных активных зон, в которых ТВС зоны воспроизводства размещаются непосредственно в активной зоне. По сравнению с обычными активными зонами с двухзонным профилированием обогащения и энергораспределения гетерогенные активные зоны имеют более высокие коэффициенты воспроизводства, меньшие флюенсы нейтронов, лучшее выравнивание энергораспределения, возможность варьировать распределение энерговыделения в течение кампании, т. е. в зависимости от выгорания топлива. Для таких зон требуется меньшая эффективность органов регулирования и аварийной защиты, они отличаются меньшим пустотным (замена натрия на пустоту) эффектом реактивности, что потенциально оказывает благоприятное влияние на безопасность реактора. Недостатками гетерогенных активных зон по сравнению с обычными являются более высокое обогащение топлива, несколько более высокая загрузка делящегося материала и несколько большие размеры активной зоны. Требуются глубокие исследования проблемы механических и термодинамических характеристик расположенных в активной зоне групп ТВС с воспроизводящим материалом в зависимости от выгорания (искривление ТВС, фиксированный или регулируемый расход теплоносителя через ТВС, перемешивание потоков теплоносителя над активной зоной и т. д.), а также небольшое значение доплеровского коэффициента реактивности. Часто на характеристики гетерогенных активных зон оказывает влияние так называемая ослабленная нейтронная связь пространственно разделенных областей активной зоны.

5.8. АКТИВНЫЕ ЗОНЫ РЕАКТОРА LMFBR С УСОВЕРШЕНСТВОВАННЫМ ОКСИДНЫМ И КАРБИДНЫМ ТОПЛИВОМ

В § 5.5 приведены характеристики первого большого энергетического быстрого реактора "Суперфеникс". Технические данные ТВС и смешанного оксидного топлива стержневых твэлов соответствуют принятой конструкции этого реактора. В будущем, по мере накопления знаний и опыта, можно надеяться на существенное улучшение характеристик быстрых реакторов как за счет отработки конструкций его систем, так и за счет усовершенствования оксидного или карбидного топлива. Основными задачами продолжающихся разработок ТВС быстрых реакторов со смешанным оксидным топливом являются достижение более высоких выгораний и более высоких энергонапряженностей топлива, уменьшение толщины оболочек твэлов и кожухов ТВС. Необходимо увеличить содержание топлива в активной зоне и одновременно уменьшить содержание теплоносителя и конструкционных материалов, что может привести к

увеличению коэффициента воспроизводства и уменьшению топливной загрузки. В конечном счете это вызовет уменьшение времени удвоения делящегося материала, циркулирующего в топливном цикле быстрого реактора.

Разработка смешанного карбидного топлива PuC/UC проводилась на протяжении последних двух десятилетий в рамках основных программ развития реакторов LMFBR. Основными преимуществами карбидного топлива по сравнению с оксидным являются более высокая плотность (в особенности по Pu и U), меньшее содержание замедляющего материала и более высокая теплопроводность. Эти преимущества карбидного топлива позволяют достичь высокой линейной мощности твэлов (800 – 1000 Вт/см), что практически в 2 раза выше значения, которое может быть достигнуто при использовании смешанного оксидного топлива. Использование карбидного топлива позволит сократить размеры активной зоны и топливной загрузки с одновременным увеличением коэффициента воспроизводства, значение которого будет даже выше, чем при использовании усовершенствованного оксидного топлива (см. § 6.2).

5.9. ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ

Охлаждение активных зон быстрых реакторов большой мощности может осуществляться находящимся при высоком давлении газом, таким, например, как гелий. При давлении 8 – 12 МПа гелий имеет очень хорошие термодинамические свойства, необходимые для охлаждения быстрых реакторов, у которых энергонапряженность в активной зоне составляет примерно 280 кВт/л. Благодаря хорошим нейтронно-физическим свойствам гелия в быстрых реакторах с гелиевым охлаждением может быть получен высокий коэффициент воспроизводства (около 1,4). Незначительным недостатком гелиевого охлаждения можно считать небольшой положительный температурный коэффициент реактивности. Концепция быстрых реакторов с гелиевым охлаждением все еще находится на стадии разработки; по существу отсутствует практический опыт работы каких-либо экспериментальных и демонстрационных установок. Интерес к быстрым реакторам этого типа в значительной степени был стимулирован возможностью использования технологии и опыта гелиевого охлаждения, полученного при эксплуатации тепловых реакторов с гелиевым теплоносителем (HTGR). В этом плане особенно ценен опыт работы гелиевых газодувок, парогенераторов и корпусов из предварительно напряженного железобетона; все это оборудование можно использовать в конструкции быстрого газоохлаждаемого реактора.

Топливная загрузка быстрых реакторов с газовым теплоносителем несколько выше, чем реакторов с натриевым охлаждением. Быстрые реакторы с гелиевым охлаждением могут представлять интерес в качестве технической альтернативы реакторам LMFBR, подобно тому как среди тепловых реакторов-конвертеров также рассматривается возможность использования реакторов различных типов и конструкций.

6. ВЫБОР ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

6.1. ВЫБОР ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЛЯ РЕАКТОРОВ-КОНВЕРТЕРОВ

6.1.1. Однократный (открытый) топливный цикл

Выгружаемое из реактора отработавшее топливо содержит смесь нуклидов ^{238}U, невыгоревшего ^{235}U, наработанного плутония, более высоких актинидов и продуктов деления. Если ^{235}U и плутоний являются ценными материалами, пригодными для повторного использования и получения энергии, то продукты деления, называемые по аналогии с обычными продуктами сгорания шлаками, бесполезны.

В однократном или открытом топливном цикле (ОТ-цикле) (рис. 6.1) уран и плутоний, содержащиеся в отработавшем топливе, не используются. После выгрузки из реактора это топливо помещают в промежуточное хранилище, оборудованное для хранения отработавших твэлов на период от нескольких лет до нескольких десятилетий. Промежуточное хранилище – лишь временное решение проблемы удаления отработавшего топлива. В дальнейшем выгруженное топливо должно быть обработано и приведено в состояние, пригодное для постоянного хранения в глубоких геологических формациях (см. пп. 7.6.2). В решении так называемого непосредственного захоронения отработавшего топлива плутоний и уран остаются законсервированными в твэлах до тех пор, пока в них значительно не снизится уровень радиоактивности продуктов деления. Уран и плутоний без переработки топлива непригодны для последующего использования в реакторах.

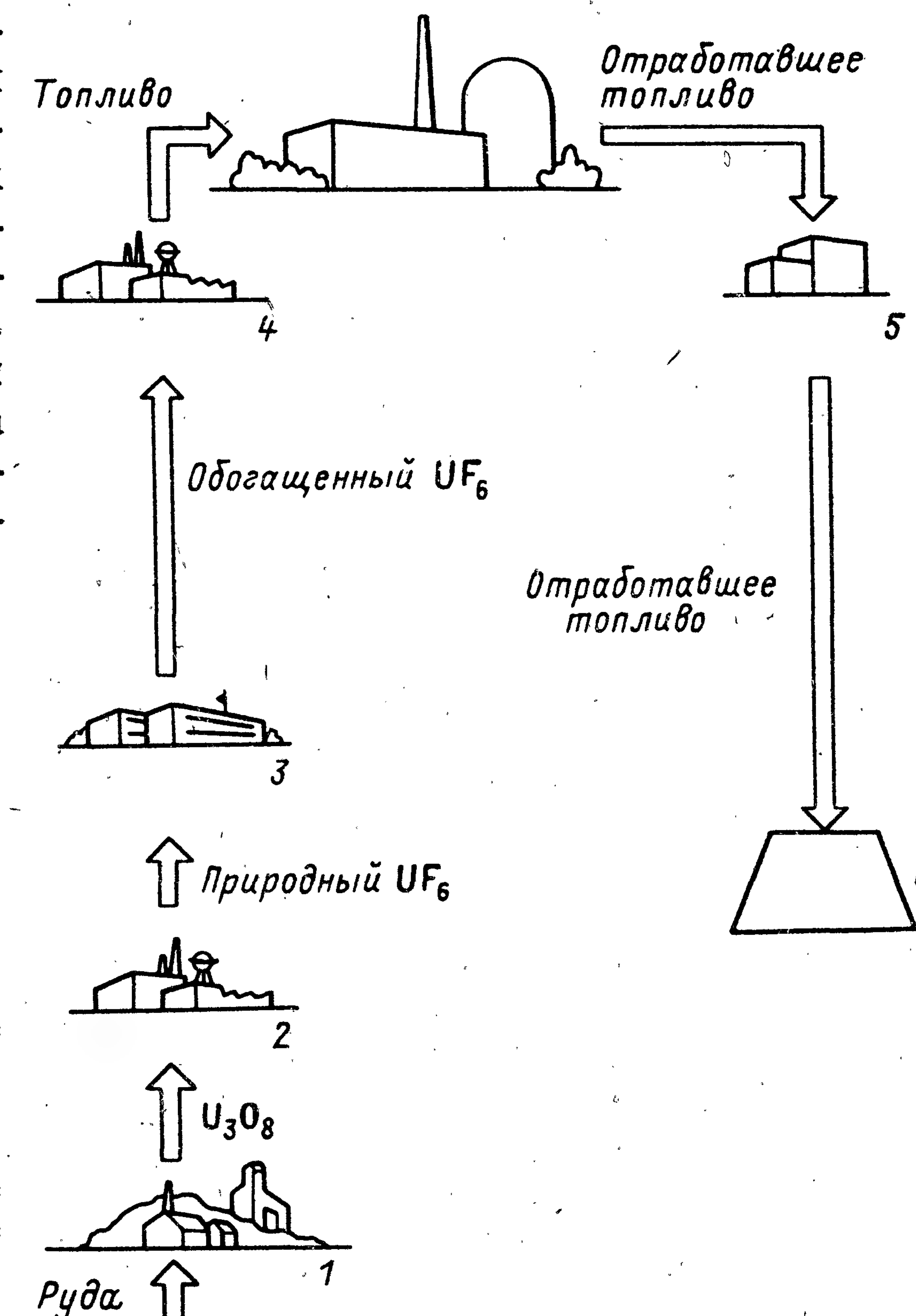


Рис. 6.1. Схема движения ядерного топлива в открытом топливном цикле (NUREG):

1 – добыча и дробление урановой руды; *2* – преобразование в UF_6; *3* – обогащение; *4* – производство топлива UO_2; *5* – временное хранилище; *6* – захоронение в глубокие геологические формации

Таблица 6.1. **Основные характеристики открытых топливных циклов современных реакторов-конвертеров (при сроке службы 30 лет и коэффициента использования мощности 0,7)**

Характеристика	LWR, PWR	HWR		HTGR		HTR с шаровыми твэлами		
Тепловая мощность, МВт	3765	3425		3360		3000		
Электрическая мощность нетто, МВт	1229	1000		1332		1240		
Обогащение урана, %	3,1*[2]	Природный уран	1,2*[2]	10*[2]	20*[3]	8,5*[2]	20*[3]	93*[4]
Годовая доля перегружаемого топлива	0,33	1	0,3	0,33	0,25	0,23	0,29	0,21
Кампания топлива, сут*[1]	766	276	790	766	1020	1120	870	1220
Выгорание выгружаемого урана, МВт·сут/кг	33	7,3	20,9	111	119	100	100	100
Расход природного урана, т/ГВт:								
на стартовую загрузку	367	131	256	186	180	178	139	168
на ежегодную подпитку	139	121	82	118	94	100	95	88
за 30 лет	4224	3716	2651	3446	2800	3096	2960	2720
Объем разделительных работ, т · ЕРР/ГВт:								
на стартовую загрузку	257	–	91	180	212	189	165	218
на ежегодную подпитку	111	–	29	129	111	106	112	115
за 30 лет	3318	–	945	3780	3310	3280	3480	3560
Содержание в выгружаемом уране, %:								
урана-235	0,82	0,23	0,1	1,3	5,0	1,6	6	5,7
делящегося плутония	0,66	0,28	0,34	56	46	56	39	45
Ежегодная выгрузка, кг/ГВт:								
урана-235	188	276	40,7	58	97	84	115	133
делящегося плутония	152	331	140	45	19	57	13	0,4

*[1] Эффективные.
*[2] Низкообогащенный уран.
*[3] Среднеобогащенный уран.
*[4] Высокообогащенный уран.

В настоящее время ядерные реакторы эксплуатируются почти исключительно с открытым топливным циклом, причем путь топлива пока завершается в промежуточном хранилище. Дело в том, что полная обработка отработавших твэлов еще не получила достаточного промышленного развития и экономически невыгодна. Концепция открытого цикла, как правило, связана с высоким расходом природного урана.

В табл. 6.1 представлены основные показатели открытого топливного цикла основных типов реакторов-конвертеров. В PWR применяется низкообогащенный уран. Реакторы HWR могут работать как на природном, так и на низкообогащенном уране. Для HTGR и HTR рассматриваются

три уровня обогащения урана: низкообогащенный уран – примерно 8 – 10%, среднеобогащенный уран – около 20% и высокообогащенный уран – 93%.

Расход природного урана для PWR и BWR примерно одинаков и составляет при эксплуатации энергоблока мощностью 1 ГВт (эл.) в течение 30 лет 4220 т. Однако с помощью ряда опримизационных мероприятий расход природного урана для этих реакторов может быть снижен до 3700 или даже до 3000 т. Лучший по сравнению с легководными реакторами баланс нейтронов в HWR на природном уране обеспечивает и меньший расход природного урана (3720 т за 30 лет). При использовании слабообогащенного топлива расход природного урана в HWR за 30 лет при мощности 1 ГВт (эл.) может быть снижен до 2650 т. Реакторы HTGR и HTR имеют расход природного урана в диапазоне 2720 – 3450 т. Самый низкий расход природного урана 2720 т имеют HTR с высокообогащенным топливом. Однако в этом случае требуется самый высокий объем разделительных работ на обогащение топлива.

Отработавшее топливо реакторов с ^{235}U – ^{238}U-загрузкой содержит плутоний. Самое большое количество плутония нарабатывается в тяжеловодных реакторах, работающих на природном уране, хотя концентрация плутония в выгружаемом топливе в этом случае оказывается наименьшей. Наоборот, наработка плутония в HTR с высокообогащенным топливом очень мала, так как доля ^{238}U в этом топливе при обогащении 93% составляет всего 7%.

6.1.2. Замкнутый ядерный топливный цикл

В замкнутом топливном цикле отработавшее топливо после выдержки во временном хранилище перевозится на перерабатывающий завод для химической переработки. После химической переработки делящийся плутоний или ^{233}U, как и оставшийся уран, могут повторно использоваться для производства и загрузки новых твэлов в реакторы-конвертеры (рис. 6.2). При этом только небольшая часть делящегося материала (примерно 1%) в процессе химической переработки и изготовления твэлов теряется вместе с радиоактивными отходами. Повторное использование топлива (рециклинг) способствует более полному использованию ядерного топлива (см. § 2.6) и соответственно уменьшает расход природного урана.

Повторное использование топлива возможно как в уран-плутониевом, так и в торий-урановом топливных циклах, причем нарабатываемый делящийся плутоний (или ^{233}U) может использоваться либо в специально предназначенных для работы на переработанном топливе реакторах, либо в таких же реакторах-конвертерах. В последнем случае говорят о так называемом самообеспечиваемом рециклинге (SGR).

6.1.2.1. Плутониевый рециклинг

Начиная с первой фазы топливного цикла PWR, т. е. после выгрузки топлива с выгоранием 33 МВт · сут/кг, отработавшая топливная композиция содержит плутоний, изотопный состав которого приведен в

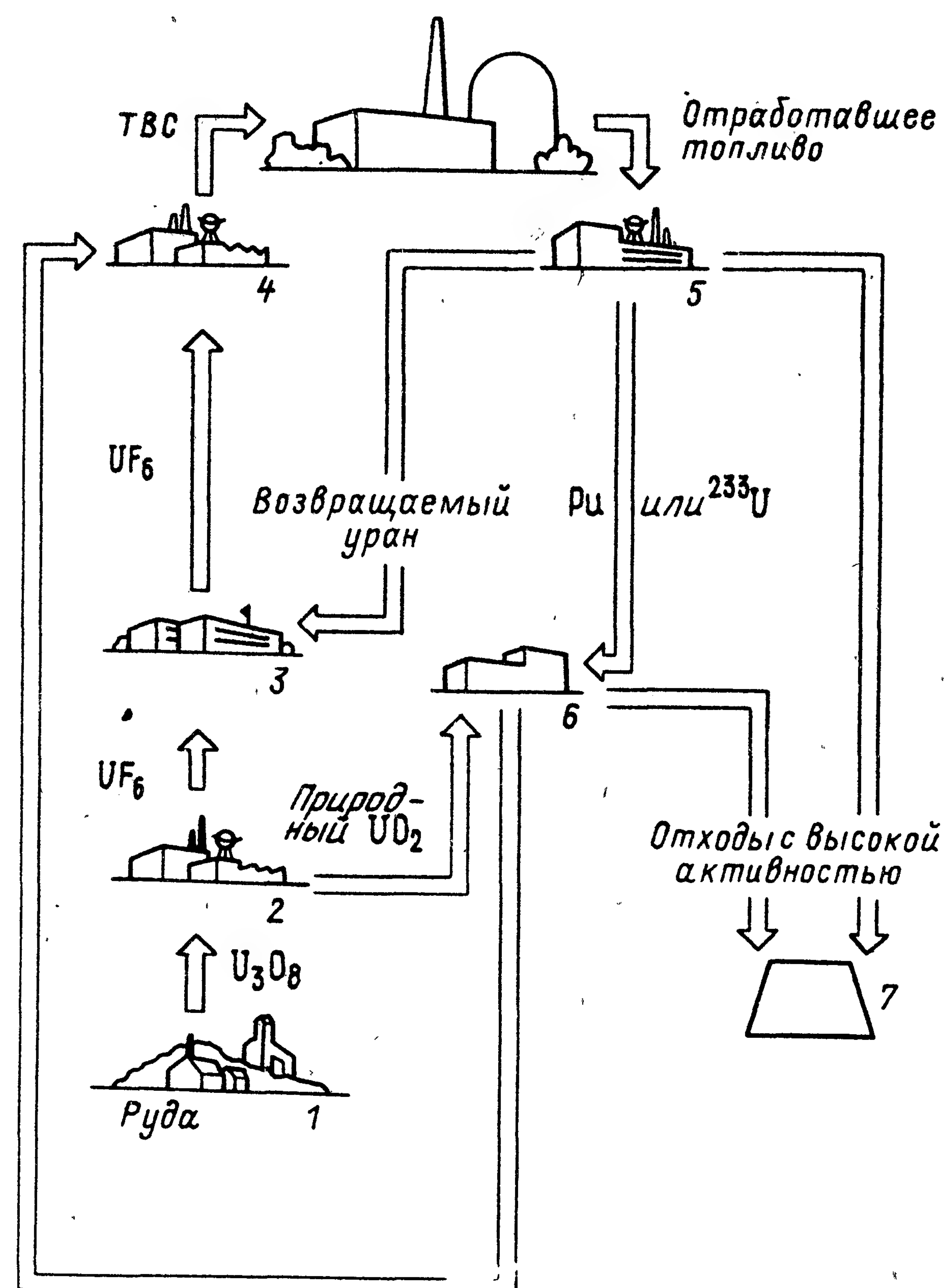


Рис. 6.2. Схема движения ядерного топлива в замкнутом топливном цикле (рециклинг реакторов-конвертеров) (NUREG):

1 – добыча и дробление; *2* – преобразование в UF_6; *3* – обогащение; *4* – производство топлива из UO_2; *5* – переработка; *6* – производство смешанного оксидного топлива; *7* – хранилище радиоактивных отходов в глубоких геологических формациях

табл. 6.2 (см. также рис. 2.10). После полного завершения первого рецикла, т. е. после повторного использования топлива первой загрузки и повторного извлечения переработанного топлива с выгоранием 33 МВт × × сут/кг, изотопный состав плутония отличается от предыдущего меньшим суммарным содержанием делящихся ^{239}Pu и ^{241}Pu. Последующий рециклинг плутония без подпитки со стороны приводит к дальнейшему снижению содержания делящихся нуклидов. Поэтому обычно применяют некоторую модификацию самообеспечиваемого рециклинга. В этой модификации рециклируемый плутоний смешивают со "свежим" плутонием первого цикла, что приводит к некоторому повышению содержания делящихся нуклидов.

При повторном использовании плутония применяются твэлы и ТВС той же конструкции, что и при использовании обычного низкообогащенного уранового топлива (см. пп. 4.1.1). Однако топливная композиция

Таблица 6.2. **Изотопный состав рециркулирующего плутония в PWR и LMFBR**

Изотопный состав плутония, %	PWR			LMFBR
	Отработавшее топливо с выгоранием 33 МВт × × сут/кг	После первого рецикла (выгорание 33 МВт × × сут/кг)	После 20 рециклов с применением модификации SGR	Равновесный состав
^{238}Pu	1,9	3,5	3,4	1
^{239}Pu	57,9	38,2	41,7	67,3
^{240}Pu	24,8	29,4	29,3	19,2
^{241}Pu	11	17,2	15,2	10,1
^{242}Pu	4,4	11,7	10,4	2,4

твэлов представляет собой так называемое смешанное оксидное топливо (МОХ-топливо), т. е. таблетки из смеси диоксидов урана и плутония. При этом содержание делящегося плутония (обогащение) в $(U, Pu)O_2$-топливе выбирается исходя из условия обеспечения того же выгорания, что при использовании низкообогащенного топлива. Для предотвращения локальных всплесков мощности в ТВС осуществляют зонное профилирование обогащения применяемого топлива. Для этого на периферии ТВС устанавливают твэлы с меньшим содержанием делящегося плутония (2%), а в центральной зоне для квазиустановившегося режима перегрузок – твэлы с содержанием плутония примерно 3,2%.

При обычных перегрузках (1 раз в год) и трехлетнем периоде переработки выгружаемого топлива и изготовления твэлов из $(U, Pu)O_2$-топлива первый рецикл с использованием собственного плутония может начаться только спустя четыре года (с начала пятого цикла). Режим перегрузок в эти четыре года остается идентичным открытому топливному циклу. На рис. 6.3 показан процесс изменения в реакторе доли загрузки смешанного оксидного топлива, содержания в нем рециркулируемого плутония и его изотопного состава.

Вначале доля твэлов с $(U, Pu)O_2$-топливом в загрузке составляет примерно 10%, в дальнейшем она увеличивается и достигает 30%. Начиная с 11-го цикла смешанное оксидное топливо попадает во второй рецикл (три года на достижение полного выгорания, три года на переработку во внешнем топливном цикле). Третий рецикл начинается с 17-го цикла и т. д. При этом происходит изменение изотопного состава плутония: содержание неделящихся нуклидов ^{240}Pu и ^{242}Pu растет, а делящихся ^{239}Pu и ^{241}Pu падает. Начиная с четвертого рецикла устанавливается квазиравновесный изотопный состав плутония, представленный в табл. 6.2. Увеличение в выгружаемом топливе доли неделящихся нуклидов плутония приводит к необходимости увеличивать в каждом новом рецикле начальное содержание делящегося плутония. В первом рецикле оно составляло 2,9% Pu, в четвертом 3,2% Pu.

По сравнению с открытым топливным циклом замкнутый топливный цикл SGR в PWR имеет существенно меньший расход природного урана,

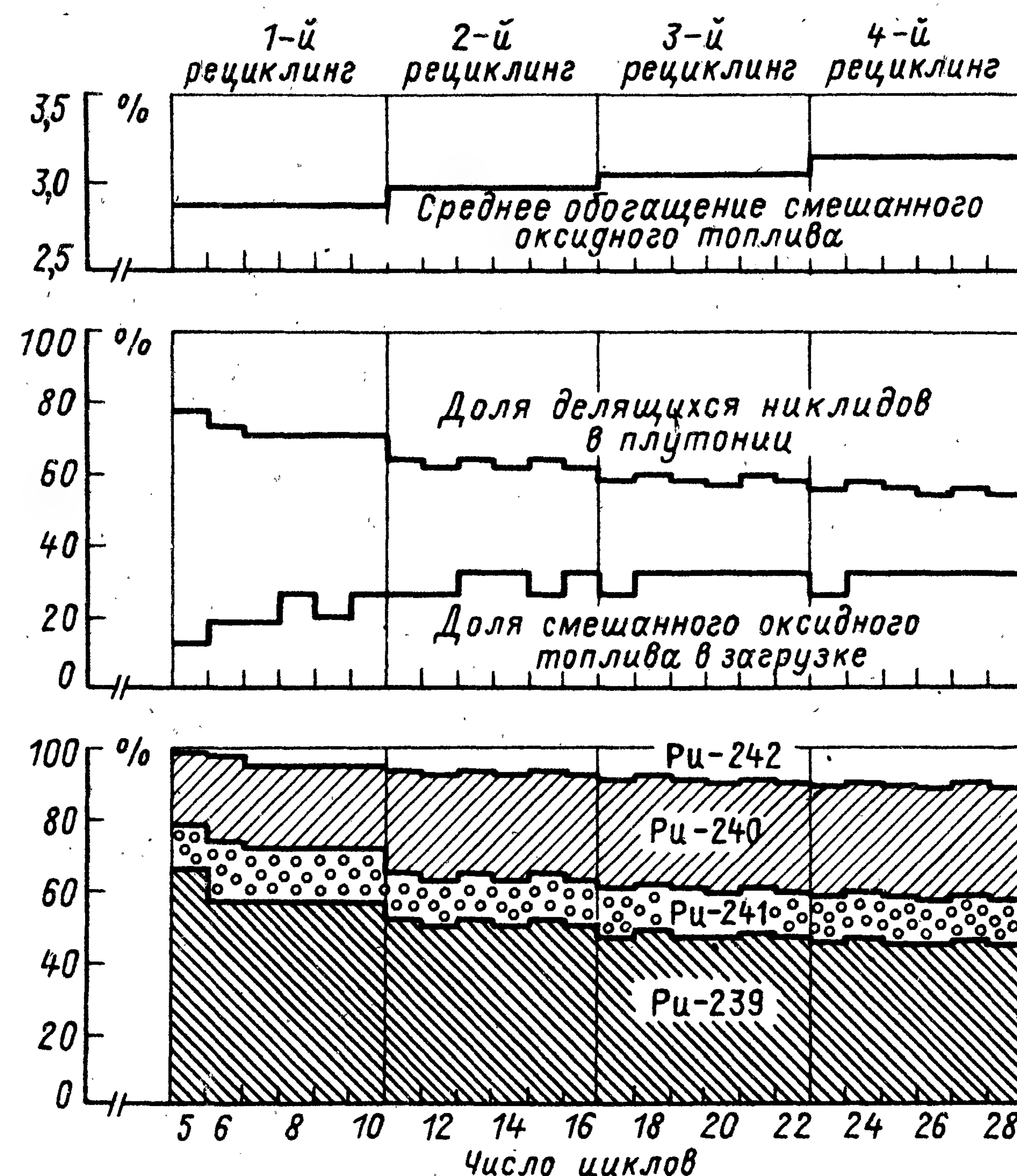


Рис. 6.3. Долгосрочные изменения характеристик топлива PWR при многократном использовании наработанного в реакторе плутония

который составляет 2730 т/ГВт(эл.) за 30 лет эксплуатации при условии рециклирования и плутония и урана, т. е. выигрыш составляет примерно 35%. При этом объем разделительных работ за тот же срок сокращается до 2490 т · ЕРР/ГВт(эл.), т. е. на 25%. Примерно такой же результат получается и для BWR. Рассмотренный самообеспечиваемый рециклинг плутония может быть применен и на других типах реакторов, т. е. на HWR, AGR и HTGR.

Легководный реактор, повторно использующий плутоний и работающий только на смешанном оксидном топливе, называется сжигателем плутония. В таком реакторе все тыэлы содержат топливо, одинаково обогащенное делящимся плутонием (около 2,8% Pu). Для начальной загрузки реактора мощностью 1 ГВт(эл.) требуется примерно 2300 кг делящегося плутония. При обычных перегрузках (1/3 загрузки активной зоны в год) обеспечивается выгорание выгружаемого топлива около 33 МВт · сут/кг. Отработавшее топливо после трехлетнего периода переработки может быть снова загружено в реактор. Так как сжигатели плутония типа LWR повторно используют собственное топливо и делящийся плутоний, наработанный в других LWR, то их собственный расход природного урана и работа по разделению изотопов равны нулю. Они нуждаются только в отвальном уране. Однако стратегия, основанная на сочетании реакторов–сжигателей плутония с обычными LWR, работающими

на низкообогащенном топливе, не дает преимуществ по расходу природного урана и разделительным работам по сравнению с самообеспечиваемым рециклингом плутония в LWR.

Смешанное оксидное топливо для LWR, используемое в режиме самообеспечиваемого рециклинга плутония, было широко и успешно проверено в реакторных испытаниях. Имеется также достаточный опыт по переработке и производству повторного (U, Pu)O_2-топлива (см. п. 7.2.4).

Однако пока еще не построен и не работает ни один LWR – сжигатель плутония. Проведена нейтронно-физическая оптимизация замкнутого топливного цикла LWR для улучшения коэффициента конверсии и снижения расхода топлива. Оказалось, что усовершенствование можно осуществить главным образом за счет уменьшения шага решеки плутониевых твэлов в активной зоне, что приведет к уменьшению замедления нейтронов и сдвигу спектра в область высоких энергий. При этом коэффициент конверсии может быть увеличен до 0,9. Однако столь хорошие характеристики LWR-конвертеров пока получены только теоретически.

6.1.2.2. Торий-урановый топливный цикл

Реакторы-конвертеры, работающие на ^{235}U в сочетании с ^{232}Th, нарабатывают делящийся ^{233}U, который может быть выделен путем химической переработки выгруженного топлива (см. § 7.3). Полученный ^{233}U пригоден для повторного использования либо в тех же реакторах, либо в реакторах с ^{233}U–^{232}Th-загрузкой. Однако в любом случае генерация ^{233}U должна начинаться с ^{235}U–^{238}U–^{232}Th-топлива, а поскольку это топливо содержит ^{238}U, вместе с наработкой ^{233}U будет накапливаться и плутоний. Наработка последнего может быть существенно ограничена путем уменьшения содержания в топливе ^{238}U, что и наблюдается при использовании высокообогащенного урана с содержанием ^{235}U 93%.

Следует добавить, что подобно воспроизведенному плутониевому топливу (см. рис. 2.10) топливо на основе ^{233}U содержит и другие нуклиды урана, появляющиеся в результате радиационного захвата нейтронов. Изотопный состав такого топлива зависит от типа реактора и глубины выгорания топлива. На рис. 6.4 представлен изотопный состав урана, получаемый в легководных реакторах при использовании высокообогащенного урана и тория. После трехлетней кампании и по достижении проектного выгорания топливо извлекается и перерабатывается. Выгоревший ^{235}U компенсируется добавлением в топливо высокообогащенного урана. Полученное таким образом топливо вновь загружается в LWR и т. д. При этом концентрация ^{233}U быстро (за 3 – 4 цикла) достигает насыщения. Концентрация же непроизводительно поглощающих нейтроны нуклидов ^{234}U и ^{236}U продолжает расти даже после 15 циклов. В табл. 6.3 приведен квазиустановившийся изотопный состав выгружаемого из LWR урана (при выгорании 36 МВт · сут/кг) после 15 циклов повторного использования топлива в тяжеловодном реакторе CANDU, работающем на высокообогащенном ториевом топливе (при выгорании 29,3 МВт · сут/кг) и плутониевом топливном цикле быстрого реактора.

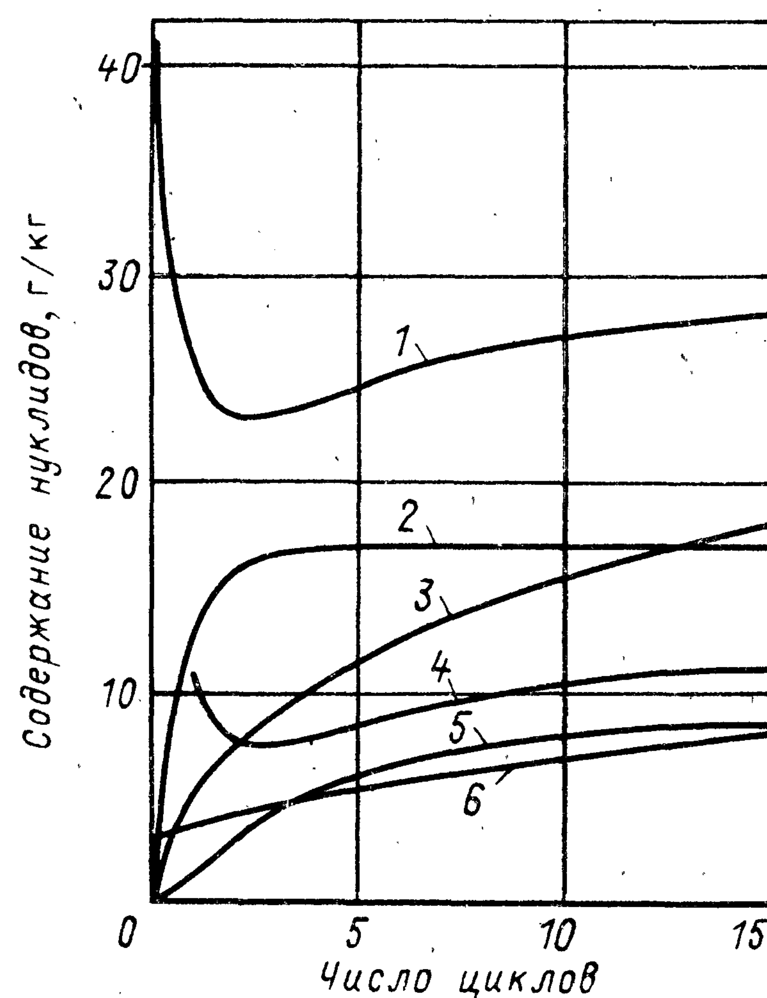


Таблица 6.3. **Изотопный состав урана в замкнутых топливных циклах реакторов-конвертеров (LWR, HWR) и быстрого реактора-размножителя LMFBR (AECL, МОЯТЦ), %**

Нуклид	LWR	CANDU	LMFBR
^{233}U	28	35	75,2 (^{239}Pu)
^{234}U	14	18,8	21,1 (^{240}Pu)
^{235}U	18	15,4	3,0 (^{241}Pu)
^{236}U	29	23,4	0,7 (^{242}Pu)
^{238}U	11	7,4	—

Рис. 6.4. Изотопный состав урана в зависимости от продолжительности рециклирования в HEU–Th-цикле:

1 – ^{235}U при загрузке: *2* – ^{233}U; *3* – ^{236}U; *4* – ^{235}U при выгрузке: *5* – ^{234}U; *6* – ^{238}U

В табл. 6.4 представлены основные показатели замкнутого топливного цикла LWR, HWR, HTGR и HTR. Расход природного урана за 30 лет эксплуатации для LWR с HEU–Th- и MEU–Th-топливными циклами оценивается соответственно в 2015 и 2210 т. Объемы разделительных работ при этом составят 2625 и 2740 т · ЕРР соответственно. И хотя в процессе каждого повторного цикла нарабатывается ^{233}U и не весь загруженный ^{235}U сжигается, выгружаемое топливо после химической переработки должно подпитываться ^{235}U, причем при использовании высокообогащенного урана эта подпитка составляет 337 кг ^{235}U, при использовании среднеобогащенного урана – 375 кг. В табл. 6.4 содержатся также данные о чистом ^{233}U–Th-топливном цикле LWR. Для осуществления такого цикла начальная загрузка реактора по ^{233}U должна составлять 1904 кг/ГВт(эл.), а в установившемся режиме к 478 кг рециклируемого делящегося урана необходимо ежегодно добавлять 295 кг ^{233}U, получаемого после химической переработки из других реакторов-конвертеров, работающих на ториевом топливе.

При использовании замкнутого топливного цикла в тяжеловодном реакторе с высокообогащенным ураном потребность в природном уране за 30 лет эксплуатации реактора составляет всего 1500 т. Ежегодная подпитка ^{235}U оказывается равной всего 129 кг. При эксплуатации HWR на высокообогащенном ^{233}U–Th-топливе (сжигатель ^{233}U) необходимая ежегодная подпитка ^{233}U будет еще меньше – 106 кг. Однако такой реактор требует 1859 кг ^{233}U для начальной загрузки. И это количество, как и ежегодная подпитка, должно быть наработано в других реакторах, потребляющих ^{235}U из природного урана. В HTR с засыпкой шаровых твэлов и в HTGR потребность в природном уране может быть снижена еще значительнее, особенно при использовании U–Th-топлива с высокообогащенным ураном.

Таблица 6.4. **Характеристики замкнутого топливного цикла реакторов-конвертеров, работающих на ^{235}U–Th- или ^{233}U–Th-топливе (срок эксплуатации 30 лет, коэффициент использования мощности 0,7) (МОЯТЦ)**

Характеристика	LWR–PWR			HWR		HTP с шаровыми твэлами	HTGR	
Тепловая мощность, МВт	3675	3675	3800	3424	4029	3000	3360	3360
Электрическая мощность нетто, МВт	1229	1229	1270	1000	1260	1240	1332	1332
Топливный цикл	Th*	Th**	Th**	Th*	Th**	Th*	Th**	Th**
Обогащение подпитки, %	93 (^{235}U)	20 (^{235}U)	12 (^{233}U)	93 (^{235}U)	12 (^{233}U)	93 (^{235}U)	18 (^{235}U)	12 (^{233}U)
Доля перегружаемого топлива	0,33	0,33	0,33	0,33	0,5	0,21	0,25	0,33
Выгорание выгружаемого топлива, МВт · сут/кг	34	33,5	33,4	29,3	14	80	96	48
Загрузка делящегося материала, кг/ГВт (эл.)	2544	2544	1904	2740	1859	1910	1260	1260
Ежегодная выгрузка делящегося материала на переработку, кг/ГВт (эл.)	558	558	478	500	856	270	157	322
Ежегодная подпитка делящегося материала, кг/ГВт (эл.)	337	375	295	129	106	180	371	226
Потребность в природном уране, т/ГВт (эл.):								
на начальную загрузку	497	493	–	563	–	350	235	–
на 30 лет эксплуатации	2015	2211	–	1489	–	1008	2177	–
Потребность в тории, т/ГВт (эл.):								
на начальную загрузку	73	63	57,9	117	105,4	48	23,8	31
на 30 лет эксплуатации	902	681	539	207	–	261	145	307

Табл. 6.4 (продолжение)

Характеристика		LWR–PWR			HWR	HTR с шаровыми твэлами		HTGR
Разделительные работы, т · ЕРР/ГВт (эл.):								
на начальную загрузку	644	715	–	704	–	454	297	–
на 30 лет эксплуатации	2625	2739	–	1932	–	1302	2651	–
Обогащение выгружаемого топлива, %	63	9,3	7,9	85	11,2	60	6,9	7,9
Ежегодная выгрузка, кг/ГВт (эл.):								
делящегося урана	541	530	478	505	848	245	152	307
делящегося плутония	5	68	65	2	22,8	1	25	47

* Высокообогащенное топливо.
** Среднеобогащенное топливо.

6.1.2.3. Сравнение различных типов реакторов-конвертеров

В табл. 6.5 приведены потребности в природном уране и в объеме разделительных работ для различных типов энергетических реакторов при их работе в открытом и замкнутом топливных циклах. Улучшение баланса нейтронов, повышение коэффициента конверсии и повторное использование делящихся материалов приводят к сокращению потребности в природном уране. Для работы реакторов в замкнутом топливном цикле необходимо развитие высокопроизводительной переработки как уран-плутониевого, так и торий-уранового топлива (см. гл. 7).

Таблица 6.5. **Сравнение разных типов реакторов по суммарному расходу природного урана и объему разделительных работ за 30 лет эксплуатации (при КИМ = 0,7)**

Тип реактора и вид топлива	Расход природного урана, т/ГВт (эл.)	Разделительные работы, т · ЕРР/ГВт (эл.)
Открытый топливный цикл		
LWR (низкообогащенное топливо)	4224	3318
HWR (природный уран)	3716	0
HWR (низкообогащенное топливо)	2651	945
HTR (низкообогащенное топливо)	3096	3280
HTGR (среднеобогащенное топливо)	2800	3310
HTR (высокообогащенное топливо)	2720	3360
Замкнутый топливный цикл		
LWR (^{238}U – Pu, рециклинг)	2730	2490
LWR (^{235}U* – Th)	2211	2739
LWR (^{235}U** – Th)	2015	2625
HTGR (^{235}U** – Th)	1489	1932
HTR (^{235}U* – Th)	2177	2651
HTR (^{235}U** – Th)	1008	1302

* Среднеобогащенный.
** Высокообогащенный.

6.2. ВЫБОР ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДЛЯ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ

Все реакторы-размножители должны работать в замкнутом топливном цикле. Быстрые реакторы с жидкометаллическим и газовым теплоносителями, как это показано в гл. 5, проектируются для работы на уран-плутониевом топливе, поскольку в этом случае достигается наивысший коэффициент воспроизводства ядерного топлива (см. § 2.5). Однако в принципе возможно создание быстрого размножителя и на торий-урановом топливе с коэффициентом воспроизводства выше 1.

В начале эксплуатации тепловые конвертеры и быстрые реакторы могут использовать плутоний и ^{233}U, полученные химической переработкой из отработавшего топлива тепловых реакторов-конвертеров. В дальнейшем, когда быстрые реакторы станут достаточно экономичными,

они смогут обеспечить ядерным топливом не только себя, но и вновь сооружаемые быстрые реакторы. Но это не единственная возможность для начала развития энергетики на быстрых реакторах. Если окажется затруднительным выделить из отработавшего топлива тепловых реакторов достаточное количество плутония или ^{233}U, то реакторы-размножители могут наработать собственный плутоний или ^{233}U, начав работу с начальной загрузки на ^{235}U–^{238}U- или ^{235}U–Th-топливе.

6.2.1. Уран-плутониевый топливный цикл

В табл. 5.4 в качестве примера современного промышленного реактора LMFBR представлены основные технические и топливные характеристики реактора "Суперфеникс". В табл. 6.6 приведены аналогичные данные, характеризующие усовершенствованные LMFBR со смешанным оксидным и карбидным топливом. Предполагается, что промышленное применение таких усовершенствованных LMFBR начнется после 2000 г. По сравнению с реактором "Суперфеникс", в загрузку которого входят 3,7 т/ГВт (эл.) делящегося плутония, реакторы со смешанным оксидным или карбидным топливом содержат только 3,2 и 2,6 т делящегося плутония на 1 ГВт (эл.) соответственно. При этом коэффициент воспроизводства в них увеличивается с 1,18 для реактора "Суперфеникс" соответственно до 1,32 и 1,48.

LMFBR, загруженный свежим топливом, рассчитан на непрерывную работу с полной нагрузкой в течение двух лет. Затем он останавливается

Таблица 6.6. **Характеристики усовершенствованных топливных циклов LMFBR мощностью 1 ГВт (эл.) со смешанным оксидным и карбидным топливом при КИМ = 0,75 (МОЯТЦ)**

Характеристика	Смешанное топливо	
	оксидное	карбидное
Стартовая загрузка активной зоны, т:		
делящегося плутония (Pu)*	3,2	2,6
всего U и Pu	26,6	25,6
Коэффициент воспроизводства	1,32	1,48
Начальная загрузка урана зоны воспроизводства, т	64,8	70,1
Догрузка в равновесном режиме:		
делящегося Pu* активной зоны, т/год	1,59	1,32
всего U и Pu активной зоны, т/год	13,3	12,8
всего U зоны воспроизводства, т/год	18,9	20,5
Выгрузка в равновесном режиме:		
делящегося Pu* активной зоны, т/год	1,54	1,32
делящегося Pu* зоны воспроизводства, т/год	0,35	0,40
всего U и Pu активной зоны, т/год	12,6	12,1
всего U и Pu зоны воспроизводства, т/год	18,8	20,4

* Делящийся плутоний включает в себя и ^{235}U, содержащийся в уране.

на перегрузку всей активной зоны. Выгруженное топливо после соответствующей выдержки и охлаждения перерабатывается и вновь загружается в реактор. Время пребывания топлива вне активной зоны, как показано в пп. 7.4.1, может доходить до двух лет. Ожидается, что в будущем это время сократится до одного года. Последнее обстоятельство весьма важно для экономики ядерной энергетики на быстрых реакторах, поскольку позволит значительно сократить полные объемы циркулирующего топлива.

В усовершенствованных быстрых реакторах со смешанным оксидным топливом при перегрузках будет загружаться 1,59 т/ГВт (эл.) делящегося плутония в год, а выгружаться (1,54 + 0,35) т/ГВт (эл.) в год, т. е. чистая наработка на 1 ГВт (эл.) в год составит 300 кг делящегося плутония. Если учесть потери плутония при переработке и производстве новых твэлов, которые не превышают 1%, наработка делящегося плутония на 1 ГВт (эл.) быстрых реакторов окажется не ниже 280 кг при каждой перегрузке. При работе на смешанном карбидном топливе наработка делящегося плутония с учетом потерь при переработке составит 380 кг/ГВт (эл.). Равновесный изотопный состав плутония быстрых реакторов после многих рециклингов значительно отличается от рециркулирующего плутония тепловых реакторов (см. табл. 6.2). Быстрый спектр нейтронов обусловливает более высокое содержание делящихся изотопов ^{239}Pu и ^{241}Pu, чем в облученном топливе тепловых реакторов.

6.2.2. Торий-урановый топливный цикл

Кроме значительных резервов ^{238}U в отвалах обогатительных заводов, содержащих 0,2% ^{235}U, в природе имеются большие запасы тория, который, как и ^{238}U, может использоваться в реакторах-размножителях для наработки делящегося ^{233}U и обладает поэтому огромным энергетическим потенциалом. Торий и ^{233}U могут применяться в быстрых реакторах в виде смешанного оксидного или карбидного топлива. Однако выгорание такого топлива в быстрых реакторах ограничено, на что имеются свои причины, связанные с его ядерными свойствами.

Равновесный изотопный состав урана быстрого реактора с торий-урановым топливом после многих рециклов, как и в случае уран-плутониевого топлива, значительно отличается от состава рециклирующего урана тепловых реакторов (см. табл. 6.3). Спектр нейтронов быстрых реакторов обусловливает более высокое содержание делящихся нуклидов ^{233}U и ^{235}U, чем в тепловых реакторах. Первоначально торий может использоваться в зонах воспроизводства LMFBR, работающих на Pu–^{238}U-топливе. Благодаря поглощению утекающих из активной зоны нейтронов торием в зонах воспроизводства будет нарабатываться ^{233}U. В дальнейшем уран-плутониевое топливо может быть вытеснено ^{233}U–Th- или ^{233}U–^{238}U–Th-топливом. В таком реакторе торий-урановое топливо должно содержать в уране примерно 12% ^{233}U. В табл. 6.7 представлены характеристики усовершенствованных топливных циклов быстрых реакторов с оксидным и карбидным топливом. Все варианты, приведенные в табл. 6.7, характеризуются теми же конструктивными

Таблица 6.7. **Характеристики альтернативных топливных циклов LMFBR мощностью 1 ГВт (эл.) при КИМ = 0,75 (МОЯТЦ)**

Характеристика	Смешанное топливо				
	оксидное				карбидное
Топливо активной зоны	$Pu-^{238}U$	$Pu-^{238}U$	$^{233}U-Th$	$^{233}U-Th$	$Pu-^{238}U$
Топливо зон воспроизводства:					
торцевых	U	U	Th	Th	U
боковой	U	Th	Th	Th	U
Коэффициент воспроизводства	1,32	1,31	1,10	1,24	1,48
Начальная загрузка, т:					
урана-233	–	–	3,145	2,760	–
урана-235	0,174	0,084	0,127	0,111	0,184
делящегося Pu	3,142	2,152	–	–	2,602
Догрузка в равновесном режиме, т/год:					
урана-233	–	0,130	1,586	1,078	–
урана-235	0,045	0,030	0,075	0,067	0,047
делящегося Pu	1,946	1,703	–	0,461	1,680
Выгрузка в равновесном режиме, т/год:					
урана-233	–	–	1,573	1,380	–
урана-235	0,060	0,042	0,063	0,056	0,063
делящегося Pu	1,571	1,576	–	–	1,301

параметрами, что и в табл. 6.6. Нетрудно заметить, что коэффициент воспроизводства при замене урана в боковой зоне воспроизводства на торий ухудшается незначительно. Однако при введении тория в активную зону коэффициент воспроизводства резко падает. Основной причиной этого является меньший по сравнению с ^{238}U эффект деления ^{232}Th быстрыми нейтронами. Уменьшение коэффициента воспроизводства быстрого реактора при замене плутония на ^{233}U связано главным образом с меньшим значением коэффициента η для ^{233}U (см. § 2.5). Коэффициент воспроизводства в быстром реакторе с $^{233}U-^{238}U-Th$-топливом будет занимать промежуточное положение между коэффициентами воспроизводства с $Pu-^{238}U$- и $^{233}U-Th$-топливом. Это объясняется более значительным вкладом ^{238}U в деление на быстрых нейтронах и ростом коэффициента η за счет конверсии ^{239}Pu из ^{238}U в процессе эксплуатации. Наработка ^{239}Pu может достигать 30% всей массы загруженного в реактор делящегося материала. В заключение можно констатировать, что быстрые реакторы с торий-урановым циклом будут обладать примерно на 20% меньшим коэффициентом воспроизводства, чем аналогичные реакторы со смешанным оксидным топливом, в которых используется уран-плутониевый цикл.

6.3. РАСХОД ПРИРОДНОГО УРАНА ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЯХ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Вовлечение в топливный цикл воспроизводящих материалов ^{238}U и ^{232}Th для расширения ядерно-энергетического потенциала за счет воспроизводства делящегося плутония или ^{233}U требует на первых порах применения реакторов-конвертеров, работающих на содержащем ^{235}U топливе. Наработанный в этих реакторах плутоний или ^{233}U может быть затем использован для пуска быстрых реакторов. Когда будет задействовано достаточное количество быстрых реакторов, станет возможным воспроизводить плутоний или ^{233}U в их урановых или ториевых зонах воспроизводства. Такая стратегия развития ядерной энергетики представляется вполне естественной, поскольку уже в настоящее время действует множество реакторов-конвертеров, производящих делящийся плутоний. Но, кроме того, быстрые реакторы с уран-плутониевым циклом могут быть также пущены и на UO_2-топливе, обогащенном ^{235}U, с последующей наработкой собственного плутония. Однако в любом случае потребуется относительно большой расход природного урана, прежде чем будут достигнуты условия для совместного использования в быстрых и тепловых реакторах воспроизводящих материалов ^{238}U и ^{232}Th. Излишки плутония или ^{233}U, получаемые в быстрых реакторах, могут быть использованы либо для сооружения новых быстрых реакторов, либо для подпитки реакторов-конвертеров, также работающих на плутонии или на ^{233}U.

На рис. 6.5 показан ежегодный и суммарный расход природного урана при различных сценариях развития ядерной энергетики с использованием уран-плутониевого топливного цикла. На основе умеренных прогнозов развития ядерной энергетики (по данным МОЯТЦ), представленных на рис. 1.1, проведено сравнение следующих комбинаций реакторных программ: LWR и HWR с открытым топливным циклом; LWR с уран-плутониевым рециклингом; LWR в сочетании с LMFBR на смешанном оксидном или карбидном топливе.

В этих сценариях до 2000 г. предполагается использование сочетания различных типов реакторов: LWR, HWR и газоохлаждаемых. После 2000 г. каждая из рассмотренных стратегий характеризуется доминирующим развитием указанного на графике типа реактора. Нетрудно видеть, что ежегодная потребность в природном уране для LWR и HWR на природном уране с открытым циклом и LWR с уран-плутониевым рециклингом неуклонно возрастает, в то время как для открытого цикла HWR с низкообогащенным топливом расход природного урана к концу рассматриваемого периода стабилизируется. С введением в эксплуатацию быстрых реакторов ежегодный расход природного урана, начиная с 2010 г., существенно сокращается и к 2030 – 2050 гг. суммарная потребность в природном уране ограничивается $(2,5 - 4,5) \cdot 10^6$ т. Верхняя кривая для сочетания двух типов реакторов (LWR + LMFBR) относится к реакторам с современными характеристиками, в том числе и к быстрым реакторам с оксидным топливом. Нижние кривые характеризуют усовершенствованные LMFBR с оксидным и карбидным топливом. При этом предполагается, что усовершенствованные быстрые реакторы начнут вводиться

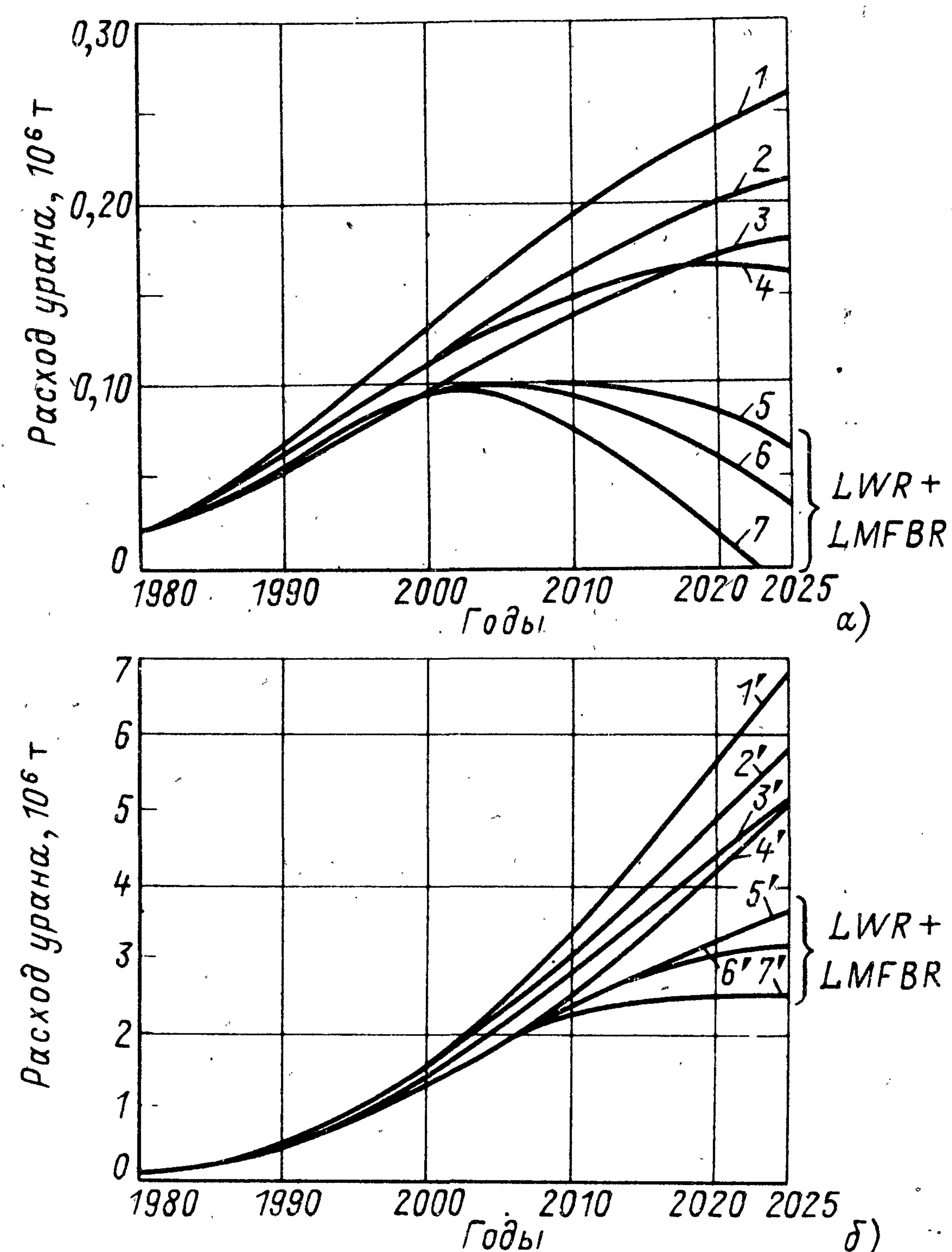


Рис. 6.5. Ежегодный (*а*) и суммарный (*б*) расход природного урана в различных сценариях развития ядерной энергетики при использовании уран-плутониевого топливного цикла (МОЯТЦ):

1 – LWR, открытый цикл; *2* – HWR на природном уране, открытый цикл; *3* – LWR, замкнутый цикл; *4* – HWR на низкообогащенном уране, открытый цикл; *5* – оксидное топливо; *6* – усовершенствованное оксидное топливо; *7* – усовершенствованное карбидное топливо; *1'* – LWR, открытый цикл; *2'* – HWR на природном уране, открытый цикл; *3'* – HWR на низкообогащенном уране, открытый цикл; *4'* – LWR, замкнутый цикл; *5'* – оксидное топливо; *6'* – усовершенствованное оксидное топливо; *7'* – усовершенствованное карбидное топливо

после 2000 г., и им будет предшествовать использование реакторов с характеристиками реактора "Суперфеникс". Только быстрые реакторы-размножители могут уменьшить ежегодный расход природного урана до нуля и стабилизировать его суммарную потребность на уровне нескольких миллионов тонн на длительное время.

На рис. 6.6 представлена ежегодная и суммарная потребность в природном уране при развитии ядерной энергетики на основе программ с торий-урановым циклом. Первоначально реакторы LWR, HWR и HTGR могут быть пущены на уран-ториевом топливе, обогащенном ^{235}U. В дальнейшем, в зависимости от наработки ^{233}U, HWR или HTGR могут перейти на среднеобогащенный или высокообогащенный ^{233}U–Th-цикл и стать доминирующими. Как видно из рис. 6.6, HWR и HTGR, работающие на

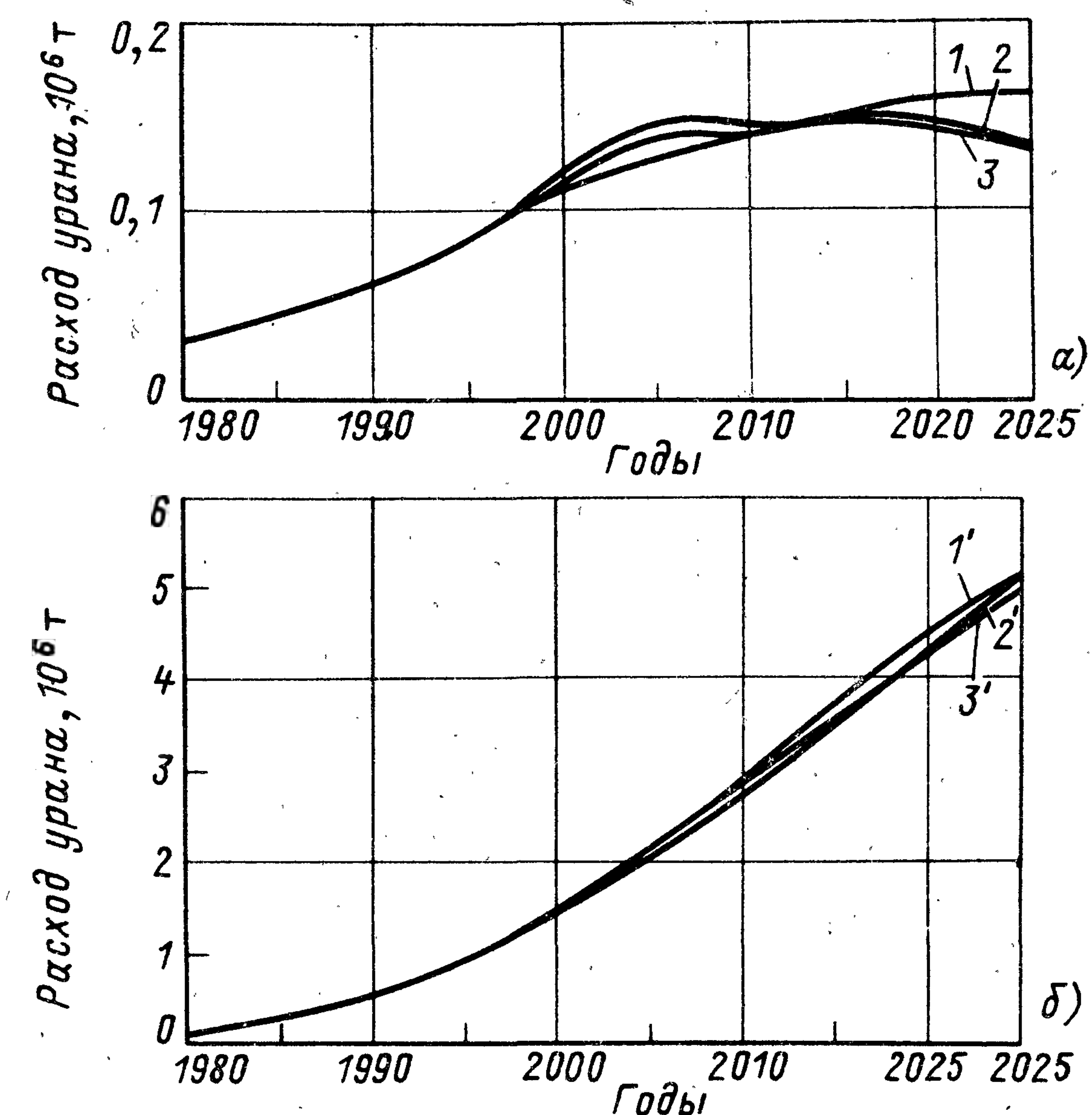


Рис. 6.6. Ежегодный (*а*) и суммарный (*б*) расход природного урана для некоторых реакторных сценариев развития ядерной энергетики при использовании торий-уранового топливного цикла (МОЯТЦ):

1 – HTR – среднеобогащенное топливо, замкнутый цикл; *2* – HWR – среднеобогащенное топливо, замкнутый цикл; *3* – HTR, высокообогащенное топливо, замкнутый цикл; *1'* – HWR – среднеобогащенное топливо, замкнутый цикл; *2'* – HTR – высокообогащенное топливо, замкнутый цикл; *3'* – HTR – среднеобогащенное топливо, замкнутый цикл

среднеобогащенном или высокообогащенном топливе, имеют почти одинаковый расход природного урана.

Разработки аналогичных сценариев с быстрыми реакторами-размножителями на ^{233}U–Th-топливе в сочетании с реакторами-конвертерами показывают, что подобные системы требуют большего количества природного урана, так как в зонах воспроизводства и в активных зонах этих реакторов имеется большее количество тория, чем в тепловых реакторах. Самый высокий расход природного урана будет в том случае, когда быстрый реактор содержит торий и в активной зоне, и в зонах воспроизводства.

Полученные результаты позволяют заключить, что ^{238}U–Pu-цикл на основе комбинации LMFBR и реакторов-конвертеров LWR или HWR имеет наименьший расход природного урана. При этом оказывается, что ядерно-энергетический потенциал ^{238}U, реализуемый в таком топливном цикле, позволяет обеспечить человечество энергией в течение нескольких тысяч лет при энергетических потребностях на уровне 2000 г. Торий-урановый цикл независимо от рассмотренных сценариев требует большего расхода природного урана. Однако использование тория в качестве сырья для ядерного топлива в принципе возможно, хотя и зависит от экономичности и возможности технической реализации Th–^{233}U-топливного цикла.

7. ТЕХНИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ЯДЕРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

7.1. ВЫГРУЗКА И ХРАНЕНИЕ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА

Отработавшие ТВС после выгрузки из реактора для снижения радиоактивности и остаточного тепловыделения помещают в бассейн выдержки на срок не менее года. Для хранения топлива на АЭС предусматривается специальное хранилище, вместимость которого обычно рассчитывается на прием полного комплекта загрузки активной зоны и сверх этого на количество ТВС, выгружаемых по крайней мере в течение 3 лет. При более тесном размещении отработавших ТВС и соответствующем использовании поглотителей нейтронов в том же хранилище можно увеличить количество ТВС, выгружаемых в течение 9 лет. Из станционного хранилища отработавшие ТВС в специальных контейнерах транспортируются либо в промежуточные хранилища, либо в хранилища перерабатывающих предприятий. Характеристики отработавшего топлива различных тепловых реакторов и быстрого размножителя представлены в табл. 7.1. Приведенные данные свидетельствуют, что общая активность отработавшего топлива различных реакторов зависит от времени выдержки и практически не зависит от типа реактора.

7.1.1. Перевозка отработавшего топлива

Отработавшее топливо перевозится в специальных контейнерах с собственной массой 30 – 100 т могут принять до 6 т радиоактивного груза (рис. 7.1). Контейнеры с топливом массой до 35 т обычно транспортируются на специальных грузовиках по шоссейным дорогам. Более тяжелые контейнеры перевозятся в специальных железнодорожных вагонах, а также на речных и морских баржах. Охлаждение отработавшего топлива в контейнерах осуществляется либо воздухом (сухой контейнер), либо водой (водяной контейнер).

Контейнеры обеспечены необходимой радиационной защитой, содержащей сталь, свинец и воду (или борированную воду). Охлаждение их наружной поверхности воздушное, либо естественное, либо принудитель-

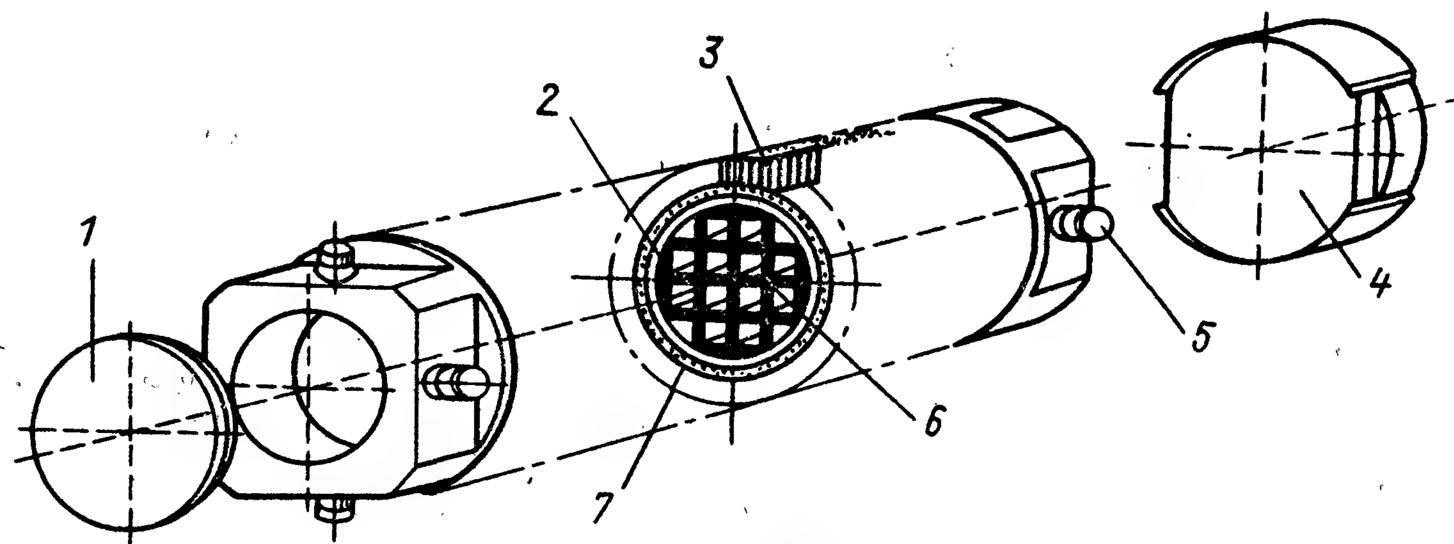


Рис. 7.1. Контейнер для перевозки отработавшего топлива (KFA):

1 – концевая пробка; *2* – защита от γ-излучения (свинец); *3* – медные ребра охлаждения; *4* – амортизатор; *5* – направляющий штифт; *6* – топливная корзина; *7* – нейтронная защита

Таблица 7.1. **Характеристики отработавшего ядерного топлива различных реакторов после выгрузки из активной зоны**

Характеристика ТВС	LWR		HWR	Газоохлаждаемые реакторы			FBR
	PWR, 1000 МВт (эл.)	BWR, 1000 МВт (эл.)	CANDU, 540 МВт (эл.)	AGR, 660 МВт (эл.)	THTR-300, 300 МВт (эл.)	HTGR, 342 МВт (эл.)	LMFBR, 1000 МВт (эл.)
Общая длина, мм	3200–4827	4470	495	1049	–	793	5400
Поперечное сечение, мм:							
ширина грани	197–230	138–152	–	–	–	–	166
диаметр	–	–	81,4–102,5	238	60 (шар)	–	–
Материал оболочки твэлов	Циркалой-4	Циркалой-2	Циркалой-4	Нержавеющая сталь	Графит	Графит/SiC	Нержавеющая сталь
Общая масса ТВС, кг	480–840	250–307	16,6–24,7	83,5	0,205	128,6	470
Масса тяжелого металла, кг	122–548	172–194	13,4–19,8	42,7		12,6	155
Вид топлива	UO_2	UO_2	UO_2	UO_2	$(U_1, Th)O_2$	$(U_1, Th)_2$	$(U, Pu)O_2$
Проектное выгорание, МВт · сут/кг	26–40	27,5–30	6,5–8,1	10–25	100	110	70–100
Общая активность, Бк/кг:							
после 150 сут	$1,7 \cdot 10^{14}$	$1,4 \cdot 10^{14}$	–	$4,4 \cdot 10^{13}$	$5,2 \cdot 10^{14}$	$2,7 \cdot 10^{14}$	$2,4 \cdot 10^{14}$
после 1 года	$8,5 \cdot 10^{13}$	$7,0 \cdot 10^{13}$	$2,9 \cdot 10^{13}$	$2,3 \cdot 10^{13}$	$2,0 \cdot 10^{14}$	$1,4 \cdot 10^{14}$	$1,4 \cdot 10^{14}$
после 10 лет	$1,2 \cdot 10^{13}$	$1,1 \cdot 10^{13}$	$3,1 \cdot 10^{12}$	$3,7 \cdot 10^{12}$	$4,1 \cdot 10^{13}$	$4,1 \cdot 10^{13}$	$2,6 \cdot 10^{13}$
Тепловыделение, Вт/кг:							
после 150 сут	24,3	18,7	–	4,9	60	28	27
после 1 года	10,4	8,2	3,15	2,4	26	15	14
после 10 лет	2,3	2,2	0,22	0,3	4,2	3,8	1,3
Проектная выгрузка:							
количество ТВС	41–64	170–210	4863	820	$1,7 \cdot 10^5$	240	154
масса урана, т	26,3–32,9	35,8–38	90,9	35	$8,9 \cdot 10^2$	0,125	25
масса плутония, кг	258–316	260–313	345	164	1,5	2,81	2100

ное. Контейнеры для отработавшего топлива проектируются с учетом возможных аварийных ситуаций при транспортировке, причем выход радиоактивных продуктов в окружающую среду в таких ситуациях должен быть исключен. Поэтому прежде чем перевозки отработавшего топлива станут реальностью, контейнеры должны пройти испытания на прочность от таких сильных воздействий, как тепловые удары (например, при пожарах), удары при падении и погружение в воду. Разработаны специальные международные правила перевозки отработавшего ядерного топлива.

7.1.2. Промежуточное хранилище отработавшего топлива

Отработавшие ТВС могут временно храниться в водяных бассейнах (мокрое хранилище), в воздушно-охлаждаемых боксах (сухое хранилище) или в специальных контейнерах. При хранении в водяном бассейне в промежуточных хранилищах или в хранилищах перерабатывающих заводов отработавшие ТВС помещают в решетки или корзины, которыми оборудованы водяные бассейны. Вода в них служит для отвода теплоты от отработавшего топлива и необходимой радиационной защиты. При этом создаются приемлемые условия для проведения ручных операций с топливом. Стенки и пол бассейна-хранилища выполняются из железобетона, покрытого изнутри нержавеющей сталью. Технически осуществимо создание водяного бассейна вместимостью до 1000 т отработавшего топлива. Промежуточное хранилище может быть оборудовано несколькими такими бассейнами.

На рис. 7.2 показано устройство промежуточного хранилища для отработавших ТВС LWR. Хранилище рассчитано на 1500 т урана или 5400 ТВС LWR и состоит из четырех водяных бассейнов для промежуточного хранения, двух бассейнов для приема и двух бассейнов для выгрузки отработавшего топлива. Все бассейны оборудованы системами теплоотвода, поддерживающими температуру среды около 40 °С. Для обеспечения требуемого качества и хорошей прозрачности вода очищается в ионообменниках. Продукты деления и коррозии улавливаются системой очистки.

Промежуточные хранилища оборудованы манипуляторами, подъемными и транспортными устройствами. При проектировании хранилища, в частности при выборе решеток или корзин для размещения ТВС в бассейнах, особое внимание обращается на то, чтобы исключить возможность возникновения цепной реакции деления. Если необходимо, отработавшие ТВС LWR могут храниться в бассейнах существенно дольше 10 лет. При этом на поверхности твэлов не будет коррозии.

На практике осуществляется также сухое хранение отработавшего топлива LWR в воздушно-охлаждаемых стальных контейнерах. Такие стальные литые контейнеры принимают до 4 ТВС PWR или до 16 ТВС BWR. Для улучшения охлаждения контейнеры имеют снаружи ребра. Контейнеры могут быть размещены во внутренних помещениях зданий промежуточных хранилищ. Сухие хранилища используются также для отработавшего топлива HWR и HTGR. Шаровые графитовые твэлы HTR могут храниться в сухих условиях в газонепроницаемых контейнерах.

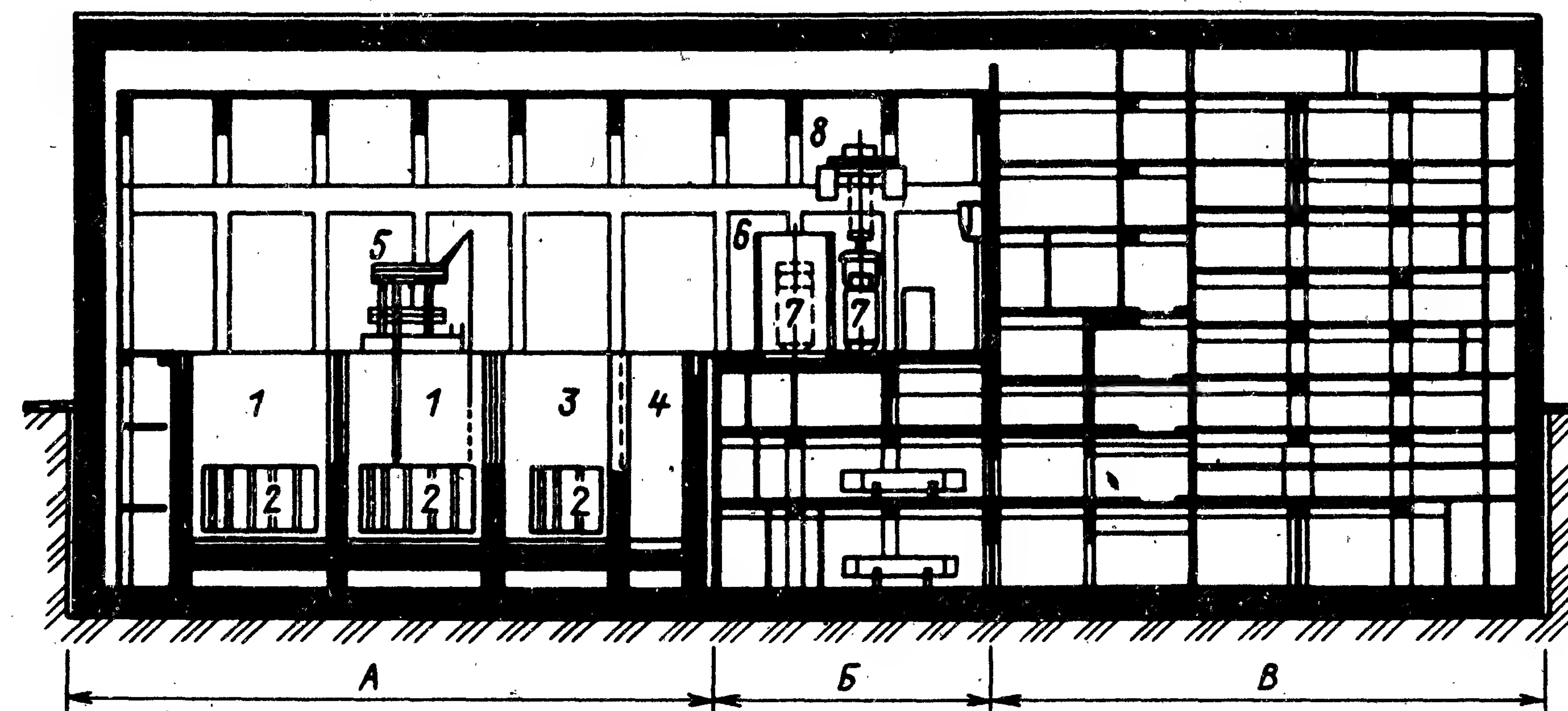


Рис. 7.2. Промежуточное хранилище отработавшего топлива (DWK):

А – зона бассейновых хранилищ; *Б* – транспортная зона; *В* – зона вспомогательного оборудования; *1* – бассейн-хранилище; *2* – стойки хранилища; *3* – приемный бассейн; *4* – разгрузочный бассейн; *5* – манипулятор для работы с ТВС; *6* – дезактивационный бокс; *7* – контейнер; *8* – кран

После многолетнего пребывания ТВС в промежуточных хранилищах они могут быть перевезены без переработки в постоянные хранилища (см. пп. 7.6.2).

Отработавшее топливо LMFBR первоначально содержится в охлаждаемых натрием баках реакторной установки. Для промежуточного хранения отработавшие ТВС помещают в пеналы, охлаждаемые внутри натрием, а снаружи водой, либо охлаждаемые только воздухом или инертным газом (азотом). Перед переработкой поверхность твэлов очищают от натрия путем растворения или обработки паром в горячей среде инертного газа.

7.2. УРАН-ПЛУТОНИЕВЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Природный уран более эффективно используется в замкнутом топливном цикле, т. е. при переработке выгружаемого из реактора топлива и повторном использовании делящихся материалов. Это в той или иной степени относится ко всем тепловым реакторам, т. е. LWR, HWR, а также HTR и HTGR. Для реакторов-размножителей или квазиразмножителей замкнутый топливный цикл является единственно возможным. Технические вопросы переработки и изготовления топлива для повторного использования в реакторах освещаются ниже.

7.2.1. Переработка отработавшего топлива из диоксида урана

Отработавшие твэлы с UO_2 и стальными или циркониевыми оболочками отправляются на перерабатывающее предприятие и хранятся там до химической переработки. Основные стадии переработки топлива, такие, как разделка твэлов, растворение топлива и химическое отделение урана, в принципе одинаковы для всех типов реакторов-конвертеров

(PWR, BWR, HWR, AGR), работающих на таком топливе. Поэтому, чтобы составить представление о переработке оксидного топлива, достаточно рассмотреть технические стадии разборки ТВС и растворения топливной композиции на установке, так называемой предварительной переработки отработавшего топлива LWR.

7.2.1.1. Разделка ТВС и растворение топлива

На перерабатывающем заводе (на рис. 7.3 показана установка предварительной переработки) бассейны-хранилища располагаются вблизи камер по разделке ТВС. Тепловыделяющие сборки с помощью крана переносятся из бассейна в одну из таких камер. В камере ТВС LWR поступают на узел резки. Здесь концевые элементы ТВС отделяют от топливных и пучки твэлов рубят на куски длиной примерно по 5 см. Узел резки имеет независимое управление, его конструкция позволяет выполнять разделочные работы независимо от работ, проводимых в бассейнах. Разделанные твэлы по наклонной плоскости сбрасывают в корзину, расположенную в нижней части аппарата для растворения. Корзину заполняют азотной кислотой, необходимой для выщелачивания топлива. После выщелачивания остатки оболочек и других конструкционных элементов ТВС сбрасывают из корзины в контейнер, который отправляется в хранилище для радиоактивных отходов.

Раствор топлива пока еще содержит небольшие твердые фрагменты, такие, как циркониевые или стальные опилки или стружки, образовавшиеся при резке ТВС, и нерастворенные частицы продуктов деления и коррозии. В их числе может быть рутений, палладий, родий, молибден, технеций и цирконий. Кроме того, может также содержаться около 1% нерастворенного плутония. Эти твердые частицы отделяют от раствора

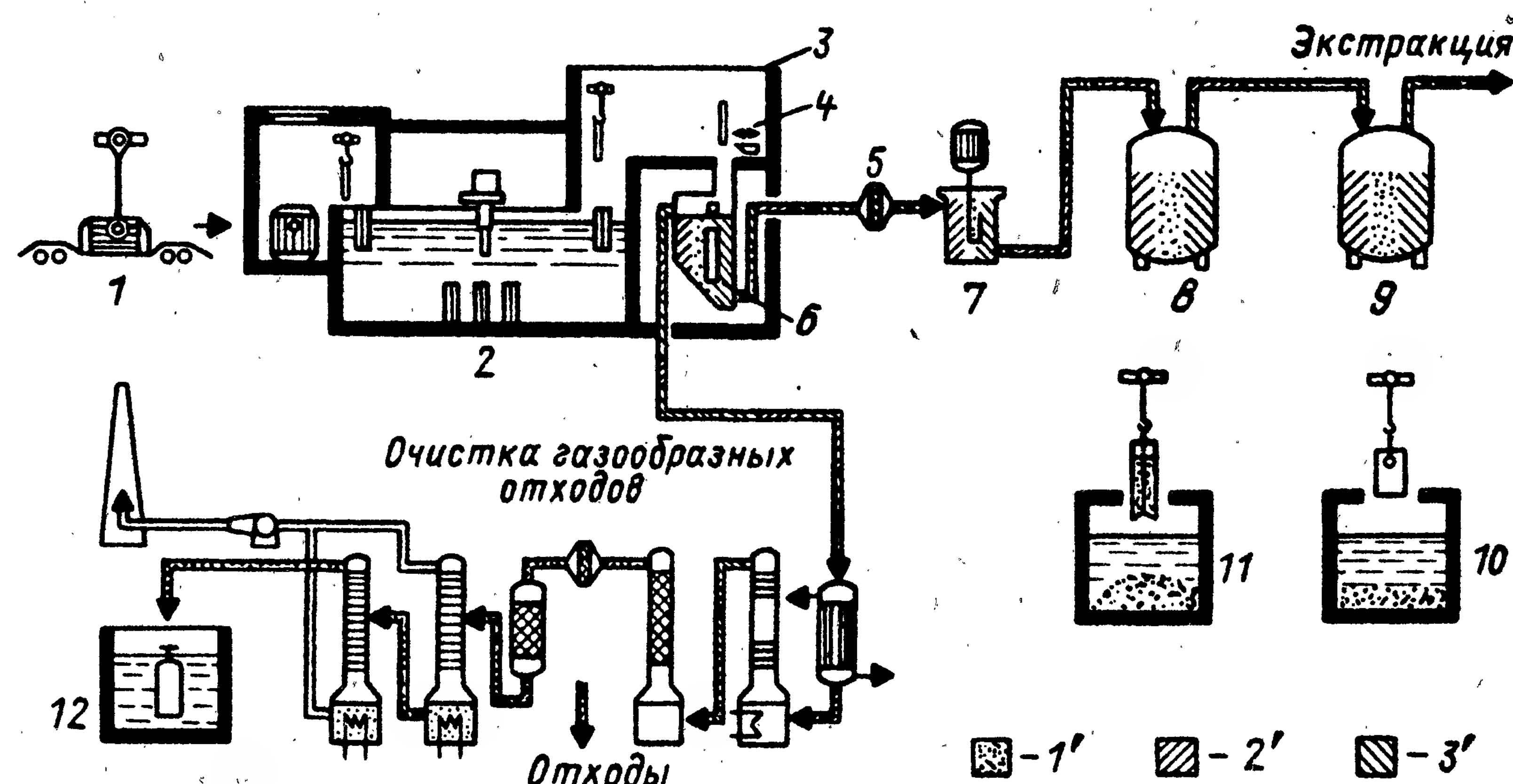


Рис. 7.3. Система предварительной переработки топлива и очистки газообразных отходов перерабатывающего завода (KFA):

1 – контейнер с отработавшим топливом; *2* – бассейн-хранилище отработавшего топлива; *3* – камера разделки твэлов; *4* – узел резки; *5* – фильтр; *6* – аппарат для растворения; *7* – центрифуга; *8* – бак учета; *9* – буферный бак; *10* – хранилище нерастворимых остатков; *11* – хранилище конструкционных элементов ТВС; *12* – хранилище криптона; *1′* – продукты деления; *2′* – уран; *3′* – плутоний

с помощью грубых фильтров или центрифуг. Нерастворенные фрагменты ТВС LWR могут составлять до 0,3 кг циркониевой стружки и примерно 3,3 кг продуктов деления и коррозии на 1 т UO_2.

7.2.1.2. Газовая очистка и удержание газообразных продуктов деления

В процессе разделки твэлов и растворения топлива выделяются газообразные и летучие продукты деления. Они должны быть удалены вместе с парами воды, газообразными оксидами азота (NO, NO_2, N_2O) и азотом, который может применяться в качестве газа-очистителя. Эта смесь летучих продуктов деления, паров и газов должна быть обработана в системе газоочистки. Газообразные и летучие продукты деления состоят из следующих компонентов:

тритий, образующийся в результате тройного деления и (n, T)-реакции на легких ядрах. Около 40% образовавшегося трития остается в структуре металла циркалоевых оболочек. Остальной тритий выделяется в виде тритированной воды – НТО (в процессе растворения) и может входить в состав водяного пара. Менее 1% трития содержится в виде газообразного тритиевого водорода – НТ;

^{14}C, образующийся в результате (n, α)-реакции из кислорода – ^{17}O и в результате (n, p)-реакции из ^{14}N. ^{14}C в газообразных продуктах присутствует в виде $^{14}CO_2$;

криптон, являющийся газообразным продуктом деления. Около 7% этого продукта представляет собой ^{85}Kr;

ксенон – также газообразный продукт деления. Однако из всех нуклидов ксенона рассматривается только ^{133}Xe, имеющий относительно короткий период полураспада (5,27 сут).

Все остальные газообразные продукты деления являются либо стабильными нуклидами, либо обладают очень короткими периодами полураспада.

^{129}I и следы ^{131}I являются ограниченно летучими продуктами, обнаруживаемыми сразу же при растворении топлива. Эти продукты могут быть вынесены из раствора потоком инертного газа, при прохождении которого через кипящий раствор йод увлекается вместе с потоком.

^{106}Ru в составе тетраоксида рутения может улетучиваться из концентрированного раствора азотной кислоты, но только около 10^{-4} части ^{106}Ru выделяется в газообразную фракцию. Аналогично незначительные следы таких β-излучателей, как стронций, или таких α-излучателей, как уран и плутоний, могут попадать в поток газообразных продуктов в виде аэрозолей.

Все эти газообразные продукты сначала пропускают через конденсатор. Затем оксиды азота окисляются и вымываются, что приводит к удалению 99% аэрозолей. Оставшиеся аэрозольные фракции составляют только 10^{-6} – 10^{-8} доли газообразных продуктов. Для улавливания аэрозолей используются газоочистители и высокоэффективные аэрозольные фильтры. Йод эффективно удерживается в насыщенных серебром ($AgNO_3$) фильтрах. Тритий в виде НТО и содержащийся в водяном паре, а также $^{14}CO_2$ удерживаются в молекулярных ситах. Тритиевый водород НТ преобразуется в тритированную воду НТО и пропускается по-

вторно. Удаление ^{85}Kr может быть достигнуто с помощью низкотемпературной ректификации. В этом же процессе может быть удален и другой благородный газ — ксенон. Отделение криптона может быть осуществлено в специальных газовых цилиндрах. Существуют и другие пути, например улавливание в цеолитах (кристаллизованные силикаты) и ионная имплантация в металлах.

7.2.1.3. Химическое отделение урана и плутония

Хотя за последние десятилетия предложены и получили развитие различные технологии химического выделения урана и плутония, наиболее эффективным из них остается пурекс-процесс (восстановление урана и плутония путем экстракции). В пурекс-процессе используется три-*н*-бутилфосфат (ТБФ), который может быть разбавлен, например, керосином или *н*-парафиновым (углеводородным) растворителем. Такие органические растворители и применяются для экстракции урана и плутония. ТБФ устойчив к азотной кислоте и может селективно экстрагировать комплексы нитратов трехвалентного и шестивалентного урана и плутония. Однако способ селективной экстракции при помощи ТБФ не применим к комплексам нитратов трехвалентного плутония.

Для экстракции раствор топлива в азотной кислоте, содержащий уран, плутоний, более высокие актиниды и продукты деления, подают в среднюю часть колонны *I* (рис. 7.4), где он попадает в противоток с существенно более легким органическим растворителем (ТБФ в керосине), поднимающимся снизу колонны. Таким способом создаются условия для селективной экстракции в системе из двух несмешивающихся жидкостей. В этом процессе органический растворитель экстрагирует уран и плутоний. В то же время продукты деления и актиниды остаются в водном растворе. Этот раствор вместе с азотной кислотой вытекает из колонны снизу, образуя водные отходы высокой удельной активности — ОВУА. ОВУА содержат продукты деления и актиниды. Эти отходы выпаривают для извлечения азотной кислоты, а остающийся концентрат (HLWC) называют концентратом ОВУА.

Движущийся вверх органический растворитель содержит уран, плутоний и незначительные следы продуктов деления, основная часть которых увлекается вниз раствором азотной кислоты, вводимой в колонну сверху. Органический растворитель выходит из верхней части колонны *I* и направляется в колонну *II*, где четырех- и шестивалентный плутоний восстанавливается в трехвалентный с помощью восстановителя. Им может быть нитрат четырехвалентного урана с гидрозин-нитратом, гидроксиламин-нитрат или, в первую очередь, сульфамат двухвалентного железа. (Наиболее удачный метод, который стал применяться недавно, основан на электролитическом восстановлении, применяемом в аппарате экстракции.) Трехвалентный плутоний слабо растворим в органических жидкостях, вследствие чего он повторно экстрагируется в водной среде, в то время как шестивалентный уран остается в органической фазе ТБФ с керосином. Небольшое количество экстрагированного урана экстрагируется снова в ТБФ с керосином, вводимом в нижнюю часть второй ко-

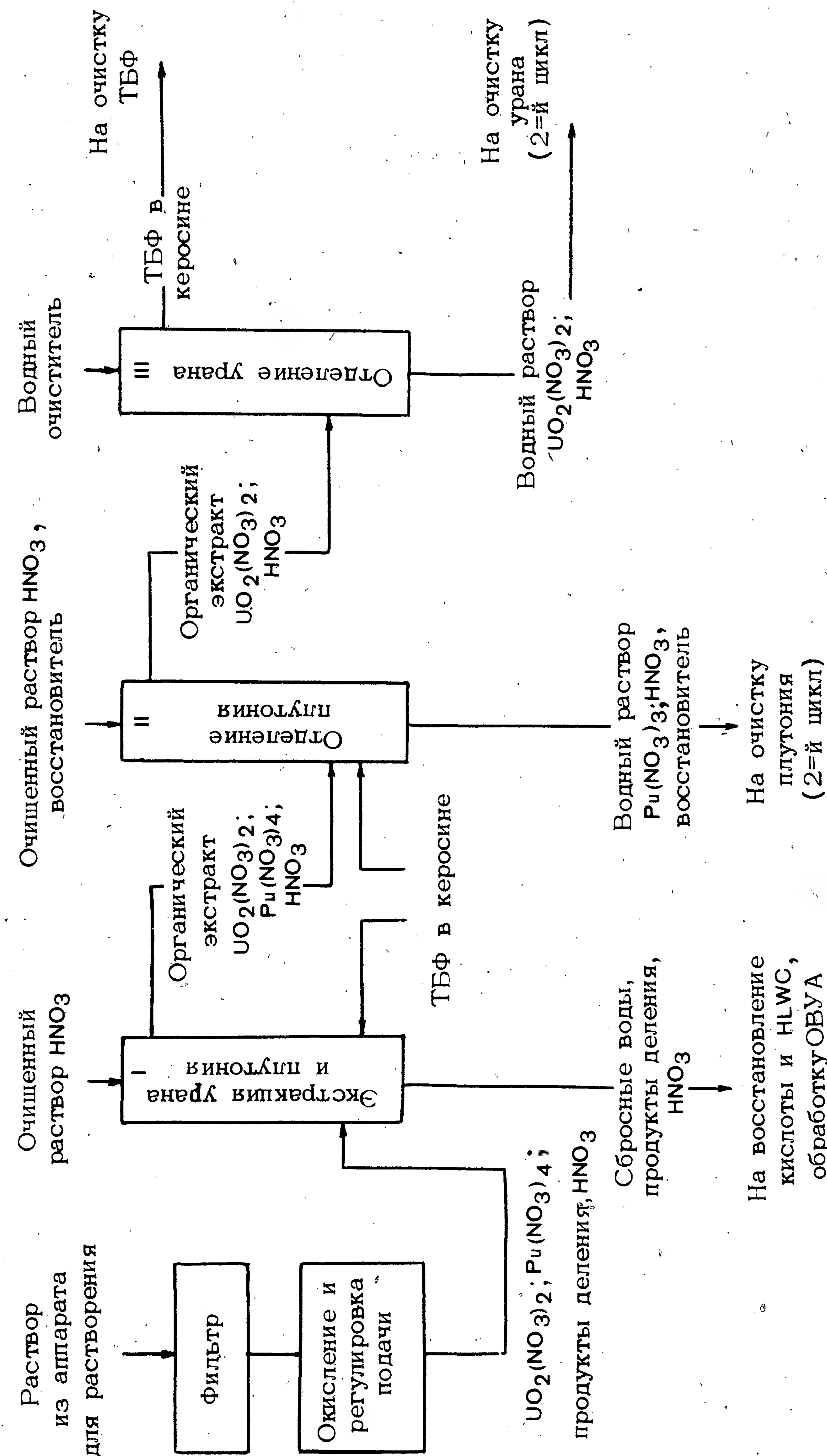


Рис. 7.4. Упрощенная схема восстановления плутония и урана путем экстракции с помощью пурекс-процесса

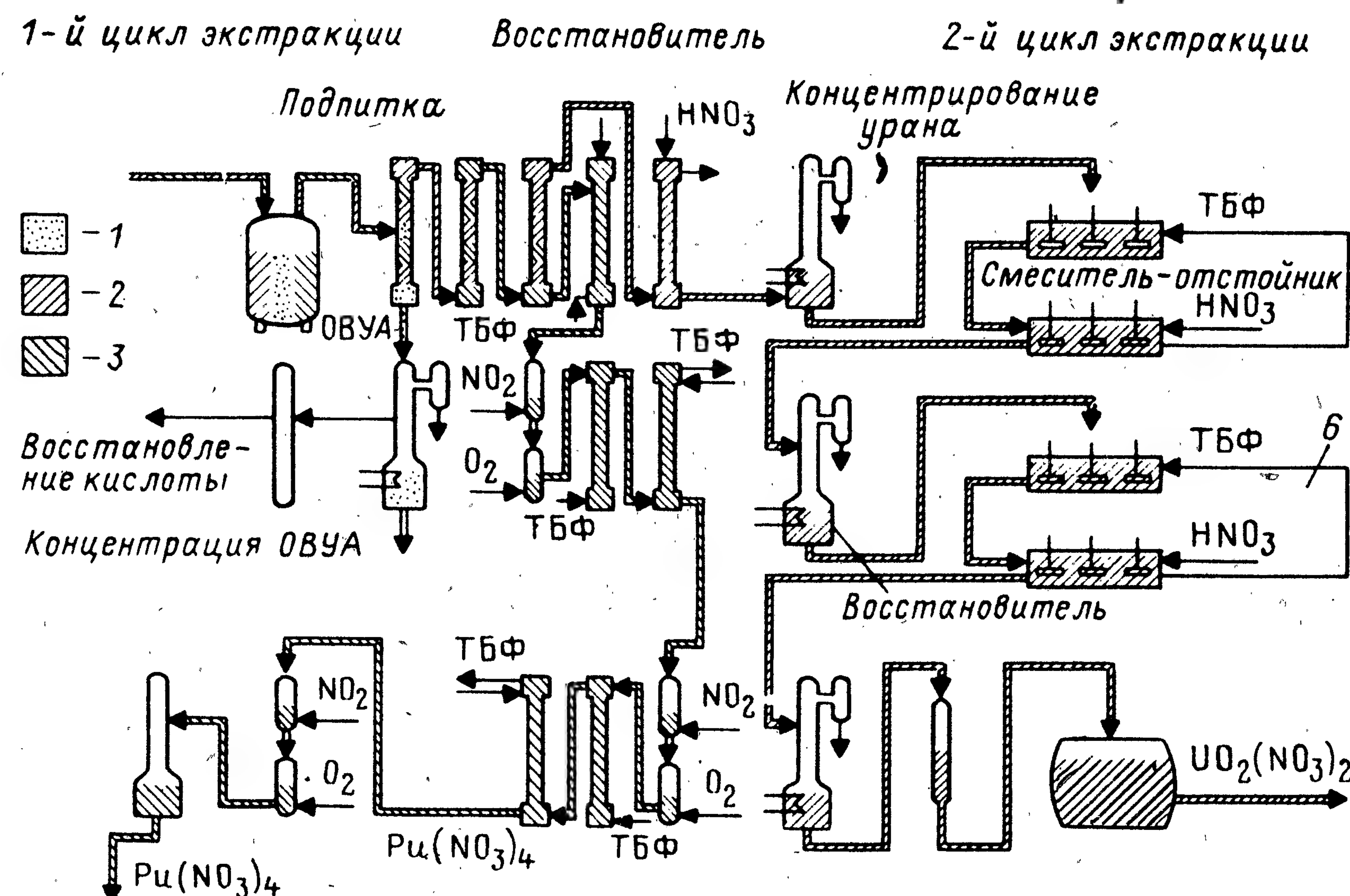


Рис. 7.5. Упрощенная технологическая схема экстракции урана и плутония на перерабатывающем заводе (KFA):

1 – продукты деления; *2* – уран; *3* – плутоний

лонны. Поток плутониевого продукта в водной среде выходит из колонны в нижней части, органическая фаза, содержащая уран, выходит из колонны *II* в верхней части и подается в колонну *III* снизу в противоток с разбавленным раствором азотной кислоты, поступающим сверху. В результате происходит повторная экстракция урана водным раствором, который стекает вниз. Таким образом, урановый продукт вместе с азотной кислотой выходит из колонны *III* снизу, органический раствор – сверху. После очистки от продуктов деления и продуктов разложения органических веществ растворитель может быть использован повторно.

Для достаточной очистки урана и плутония потоки, содержащие уран и плутоний, необходимо пропустить через два последующих цикла очистки (рис. 7.5). Конечные продукты после концентрации и очистки представляют собой нитрат плутония $Pu(NO_3)_4$ и уранилнитрат $UO_2(NO_3)_2$. Отходы этого производства должны быть также обработаны (см. § 7.5).

Экстракционные аппараты, показанные на рис. 7.5, могут быть представлены тремя различными конструкциями, а именно: пульсационными колоннами с перфорированными платами, смесителями-отстойниками и центробежными контакторами. Центробежные контакторы характеризуются очень коротким временем контакта водной и органической фаз, что позволяет лучше предохранить органический растворитель от радиационного разложения. Это особенно важно для топлива с небольшим временем выдержки и высоким выгоранием, каким является топливо LMFBR. Пульсационные колонны также характеризуются относительно коротким временем контакта органического растворителя с топливом.

Смесители-отстойники представляют собой очень надежные, гибкие и простые системы с большими временами контакта. Они успешно применяются в основном при переработке топлива небольшого выгорания во втором и третьем циклах очистки урана. Однако для первого цикла очистки (дезактивации) и для циклов очистки плутония предпочтение отдается пульсационным колоннам.

7.2.1.4. Модель потоков масс радиоактивных материалов в установке по переработке топлива

Рассмотрим схему движения масс топлива и ядерных отходов на промышленном предприятии по переработке топлива. Модель такого предприятия производительностью 4 т/сут или 1000 – 1200 т/год представлена на рис. 7.6. Перерабатывающее предприятие такой мощности может обслуживать АЭС с LWR мощностью 30 – 35 ГВт(эл.). При составлении модели предполагается, что максимальное выгорание выгружаемого топлива LWR составляет 40 МВт · сут/кг при начальном обогащении урана 4%.

Принималось также, что время выдержки отработавшего топлива перед переработкой составляет в среднем три года. (Более длительная выдержка, предполагаемая в ряде стран, приведет к снижению уровня ионизирующего излучения. Эти данные представлены на рис. 7.6.) При растворении отработавшего топлива на установках данного типа будет получаться около 1400 $м^3$/сут газообразных отходов, около 2 $м^3$/сут отходов конструкционных материалов и примерно 0,2 т/сут нерастворимых осадков топлива. Среди газообразных отходов наивысшую долю в активность составляет ^{85}Kr – $3{,}7 \cdot 10^{14}$ Бк/т топлива, в то время как доля ^{129}I и ^{14}C незначительна и составляет соответственно $1{,}5 \cdot 10^9$ и $2{,}6 \cdot 10^{10}$ Бк/т. Конструкционные компоненты топлива также становятся радиоактивными после продолжительного нейтронного облучения в активной зоне. Кроме того, отходы конструкционных материалов содержат небольшое количество нерастворенного урана и плутония. Суммарная активность этих отходов составляет $1{,}85 \cdot 10^{15}$ Бк/$м^3$. Нерастворимые осадки топлива также содержат плутоний, их активность – примерно $3{,}7 \cdot 10^{16}$ Бк/$м^3$.

В первом цикле экстракции выделение из топлива продуктов деления, более высоких актинидов и незначитеьного количества неэкстрагированного урана и плутония в виде концентрата ОВУА доходит до 2 $м^3$/сут с активностью $4{,}4 \cdot 10^{16}$ Бк/$м^3$. Во втором и третьем урановом и плутониевом циклах очистки выделение из растворителя органических отходов средней удельной активности (ОСУА), содержащих незначительные следы U и Pu, составляет 0,4 $м^3$/сут с активностью $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Бк/$м^3$. Кроме того, выводится свыше 6 $м^3$/сут водных ОСУА, также содержащих следы U и Pu, с активностью $3{,}7 \cdot 10^{12}$ Бк/$м^3$. Все это количество ОВУА и ОСУА обрабатывается и хранится с применением специальной техники, описание которой дается в § 7.5. Кроме того, около 160 $м^3$/сут жидких отходов с очень низким уровнем активности $3{,}7 \cdot 10^2$ Бк/$м^3$ может сбрасываться без всякой обработки.

Описываемая перерабатывающая установка вырабатывает 0,16 $м^3$/сут раствора нитрата плутония, содержащего 40 кг плутония, и 8,8 $м^3$/сут уранилнитрата, содержащего 3,96 т урана.

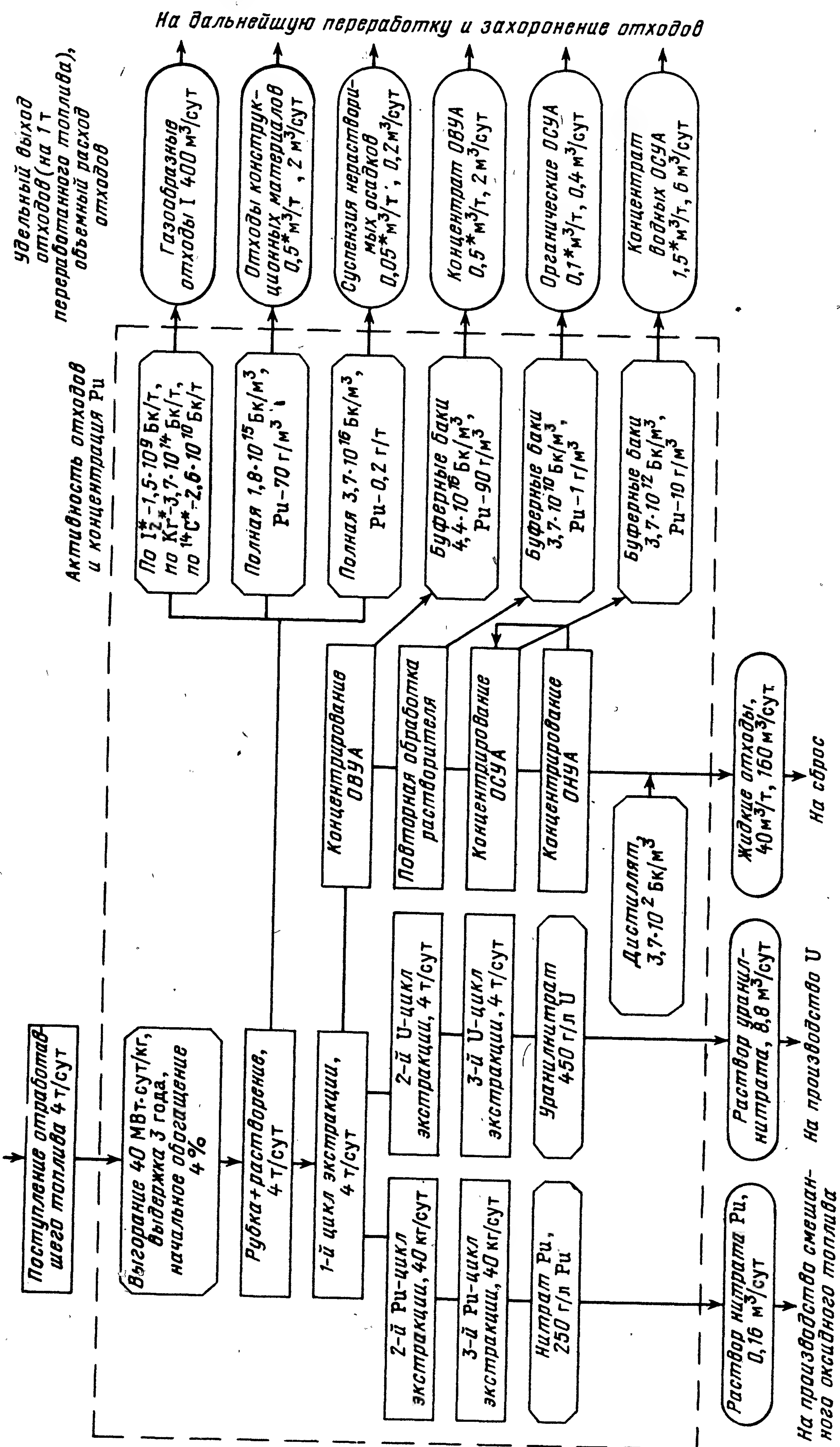


Рис. 7.6. Схема потоков масс на установке по переработке топлива LWR производительностью 4 т/год UO_2 (МОЯТЦ)

Промышленные предприятия производительностью 1000 – 1200 т/год топлива LWR должны иметь хранилища соответствующей вместимости, рассчитанные на прием отработавших твэлов в пересчете на 1000 – 3000 т урана, 1000 – 2000 м^3 концентрата ОВУА, 1500 – 10 000 м^3 водных ОСУА и примерно 200 – 500 м^3 органических ОСУА. Хранилище должно располагать также буферной емкостью на 1 – 2 м^3 нитрата плутония.

7.2.1.5. Составляющие активности отработавшего топлива и радиоактивных отходов

Кроме потоков масс топлива, продуктов деления, актинидов и радиоактивных отходов для обеспечения безопасности перерабатывающего производства и хранения важными характеристиками является их тепловыделение и радиотоксичность. Обычно эти данные приводятся на 1 т тяжелого металла топлива. В этом случае примерно 1,14 т UO_2 или смеси UO_2 с PuO_2 соответствует 1 т тяжелого металла. Каждая тонна тяжелого металла свежего топлива LWR с обогащением 3,2% по ^{235}U (в установившемся режиме перегрузок) содержит 32 кг ^{235}U и 968 кг ^{238}U. Каждая тонна тяжелого металла отработавшего топлива LWR с выгоранием 36 МВт · сут/кг содержит 6,8 кг ^{235}U и 942 кг ^{238}U и, кроме того, 4,1 кг ^{236}U; около 9,5 кг нуклидов плутония; 36,9 кг продуктов деления; 0,5 кг ^{237}Np; 0,15 кг Am и 0,04 кг Cm.

На рис. 7.7 приведены составляющие активности отработавшего топлива LWR с выгоранием 36 МВт · сут/кг в зависимости от времени после

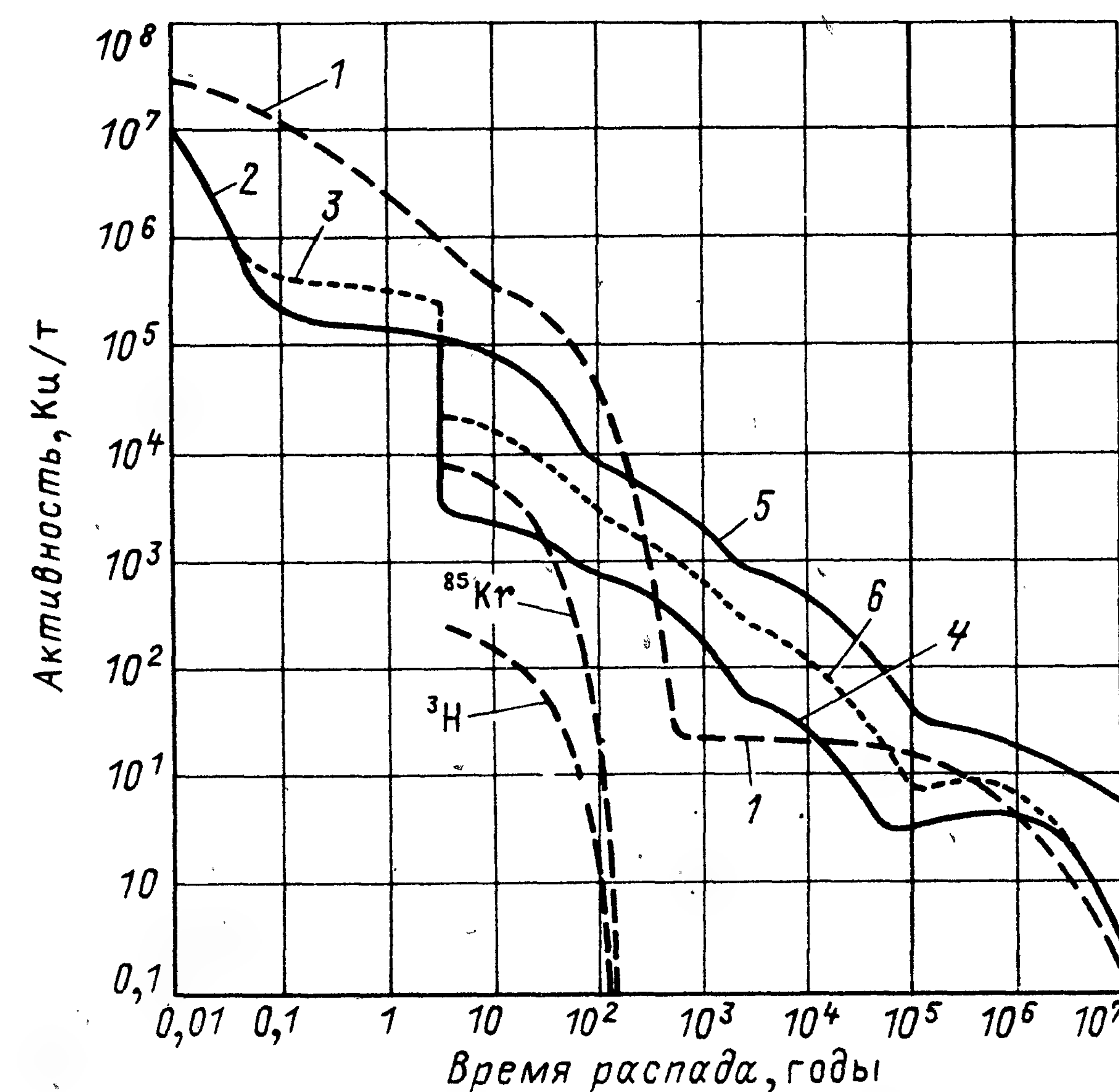


Рис. 7.7. Активность отработавшего топлива продуктов деления и актинидов в LWR и ОВУА при переработке после трехлетней выдержки:

1 – продукты деления; *2* – актиниды; *3* – смешанное оксидное топливо (МОХ), *4* – актиниды в ОВУА; *5* – непосредственное хранение отработавшего топлива; *6* – МОХ-топливо, рецикл Pu

выгрузки из реактора. Нетрудно видеть, что основную долю активности отработавшего топлива составляют продукты деления. За трехлетний период выдержки, включая охлаждение после выгрузки на АЭС, транспортировку и промежуточное хранение, активность продуктов деления и актинидов уменьшается на два порядка. При переработке топлива продукты деления и актиниды, такие, как нептуний, америций и кюрий, отделяются и направляются в ОВУА. Здесь же оказывается около 1% плутония и урана, составляющего потери топлива. Остальные 99% урана и плутония возвращаются в топливный цикл. Основная масса продуктов деления распадается за первые 500 лет. После 200 лет доминирующая активность ОВУА определяется актинидами, после примерно 11 000 лет— долгоживущими продуктами деления, такими, например, как ^{99}Tc.

Кривые на рис. 7.7 позволяют провести сравнение активности отработавшего низкообогащенного (UO_2) и смешанного оксидного ($(Pu, U)O_2$) топлива LWR, а также ОВУА и отработавшего топлива с непосредственным захоронением ТВС (альтернатива переработке).

7.2.2. Повторное использование плутония и урана

Для получения смешанного оксидного топлива (МОХ-топлива), необходимого для топливных циклов LWR и FBR, нитрат плутония и уранилнитрат, образующиеся на перерабатывающем заводе, должны быть превращены в оксиды урана и плутония. Это может быть выполнено в конце технологической цепочки на перерабатывающем заводе или в начале процесса производства твэлов.

Для избежания дополнительных перевозок нитрата или оксида плутония заводы по переработке, преобразованию и производству смешанного оксидного топлива объединяют в единый топливный центр. В этом случае процесс преобразования может быть включен в качестве предварительного звена в технологической цепи производства твэлов из смешанного оксидного топлива. Кроме того, нитрат плутония и некоторое количество уранилнитрата могут быть непосредственно смешаны, после чего эту смесь преобразуют в смешанное оксидное топливо. Готовые смешанные оксиды плутония и урана направляют либо на линию производства твэлов, либо в промежуточное хранилище.

7.2.2.1. Преобразование нитрата плутония в оксид плутония

В процессе преобразования нитрат плутония смешивается с щавелевой кислотой, в результате чего образуется оксалат плутония $Pu(C_2O_4)_2$, выпадающий в осадок. Полученная суспензия прокачивается через фильтры и отделяется в виде сгустка, который прокаливается при температуре более 300 °С. Образованный таким образом оксид плутония измельчают и отправляют в специальное буферное хранилище для последующего производства смешанного оксидного топлива.

Получение порошка $(Pu, U)O_2$ может быть осуществлено также совместным осаждением диураната аммония и гидроксида плутония после добавления аммиака в раствор смеси нитрата плутония и урана.

7.2.2.2. Преобразование уранилнитрата в оксид урана

В этом случае в раствор уранилнитрата подаются аммиак и углекислота, в результате чего образуется уранилкарбонат аммония, который выпадает в осадок и затем при нагревании в плавильной печи может быть разложен. После разложения и отделения аммиака и углекислого газа в результате получается триоксид урана (UO_3). Триоксид урана может быть одновременно переведен в диоксид урана UO_2 добавлением водорода при 500 – 600 °С. Порошок диоксида урана гомогенизируют и отправляют на хранение до последующего производства твэлов.

7.2.2.3. Производство оксидного топлива

Использование плутония в тепловых реакторах типа LWR требует производства таблеток из смешанного оксидного топлива. Если перерабатывающий завод и завод по производству смешанного оксидного топлива не объединены вместе и если нитрат плутония и уранилнитрат уже преобразованы в оксиды, то PuO_2 и UO_2 должны быть отправлены на завод по производству смешанного топлива. Из буферного хранилища порошки оксидов урана и плутония в нужной пропорции (в зависимости от требуемого обогащения топлива плутонием) поступают для смешивания. Смешанный оксидный порошок прессуют и затем размалывают до состояния легко летящей пудры. Пудру прессуют в таблетки, которые последовательно спекают при температурах 1000 и 1700 °С, а затем обтачивают до требуемых размеров. Таблетки прокаливают для удаления из них влаги и газов. На заключительной стадии таблетки помещают в циркалоевые или стальные трубки, концы которых завариваются заглушками. Полученные таким образом твэлы собираются в ТВС.

При хранении плутония нуклид ^{241}Pu распадается в ^{241}Am, который является источником γ-излучения с энергией 60 кэВ. Если срок хранения PuO_2 составляет более двух лет, это обстоятельство приводит к необходимости химического отделения ^{241}Am от плутония перед изготовлением таблеток или обеспечения защиты от γ-излучения в процессе производства. Следует также отметить, что определенная часть таблеток из смеси оксидов урана и плутония, имеющих дефекты изготовления, отбраковывается. Такие таблетки, а также мелкие частицы топлива, которые и являются причиной отбраковки, могут быть отделены и переработаны непосредственно на данном производстве. Они представляют собой чистые остатки топлива. Однако незначительная часть пудры и таблеток оказывается загрязненной продуктами коррозии и т. п. Они представляют собой так называемые загрязненные остатки, требующие химической очистки. Для этого загрязненные остатки прокаливают в печах, подвергают механической чистке, выщелачивают и пропускают через фильтры. Загрязненное оксидное топливо растворяют в смеси азотной и плавиковой кислот и вместе с фильтрами для выщелачивания подвергают химической обработке, аналогичной пурекс-процессу, для выделения урана и плутония. Кроме того, осуществляется процесс осаждения металла, пластика, резины, целлюлозы, очищающих материалов и других органических веществ. Эти отходы обрабатываются как отходы низкой удельной активности (см. § 7.5).

Так как смешанное оксидное топливо должно вновь перерабатываться после достижения проектного выгорания в реакторе, то технология производства топлива должна гарантировать высокую растворимость топлива в азотной кислоте. Высокая растворимость необходима для уменьшения потерь плутония в осадках при химической переработке. Это требует введения специальных процедур (размельчения) в описанный выше процесс производства смешанного оксидного топлива.

Если установки для химической переработки топлива и завод по производству твэлов из смешанного оксидного топлива расположены на одной площадке, то процесс получения оксидного топлива можно осуществлять совместно. В этом случае могут быть применены два других процесса повторного изготовления. Золь–гель-процесс, описанный в пп. 7.3.3, позволяет осуществлять прямое изготовление частиц из смешанного оксидного топлива, которые могут быть использованы для прессования и спекания топливных таблеток. Процесс AUPuC – повторного изготовления смешанного топлива может быть также применен для производства относительно грубозернистого порошка смешанного топлива. В получаемом этим способом кристаллическом порошке практически нет ^{241}Am, и он может сразу использоваться для прессования и спекания топливных таблеток. Как золь–гель-, так и AUPuC-процессы позволяют исключить образование плутониевой пыли, поэтому на этих линиях относительно невелики дозы облучения работающего персонала.

Ниже приведены основные проектные характеристики завода по изготовлению смешанного оксидного топлива производительностью 300 т тяжелого металла в год. Такая производительность примерно соответствует потоку массы плутония 4 т/сут или 1000 – 1200 т/год перерабатывающего предприятия, описанного в п. 7.2.1:

Производительность, т/год*	300
Количество линий	6 – 7
Обогащение МОХ-топлива, %	4,5 (Pu)
Объем переработки чистых остатков оксидов, т/год	12 – 24
Объем переработки загрязненных остатков оксидов, т/год	4 – 6
Объем обработки плутонийсодержащих материалов, м^3/год	1000
Объем удаляемых плутонийсодержащих материалов, м^3/год	200 – 250
Объем обработки плутонийсодержащих жидкостей, м^3/год	300
Объем удаляемых плутонийсодержащих жидкостей, м^3/год	20 – 25
Объем других жидких радиоактивных отходов, м^3/год	800 – 1000
Объем нерадиоактивных жидких отходов, м^3/год	20 000

* Тяжелого металла.

7.2.3. Состояние технологии переработки уранового топлива

В настоящее время имеется огромный опыт переработки отработавшего металлического топлива газографитовых реакторов. Перерабатывающий завод фирмы BNFL производительностью 2000 – 2500 т/год*, действовавший в Уиндскейле (Великобритания), переработал более 20 000 т металлического топлива. Аналогичные перерабатывающие заводы производительностью 1000 т/год действуют в Маркуле и на мысе Аг во Франции.

Таблица 7.2. **Производительность заводов по переработке отработавшего топлива в промышленно развитых капиталистических странах (МОЯТЦ)**

Страна	Название (местоположение завода)	Производительность, т/год*5	Вместимость хранилища, т*5
Франция	Мыс Аг	UP2 : 250–800 UP3 : 800	2400–8000
Великобритания	Селлафилд	THORP1 : 650 THORP2 : 650	1500–6000
Бельгия	Mol EUROCHEMIC*1	75	
ФРГ	WAK DWK-Hessen*2	35 350	1500 (Ахаус) 1500 (Горлебен)
Япония	Mokai Mura*2	200 1500	2000
США	NFS (Уэст-Валли) *3 AGNS (Барнуэлл) *4 EXXON Nuclear (Ок-Ридж)	300–750*2 1500 1500	 7000

*1 Остановлен.
*2 Планируется.
*3 Остановлен с 1972 г.
*4 Эксплуатация отложена с 1977 г.
*5 Тяжелого металла.

Пурекс-процесс, хранение плутония, ручная обработка и транспортировка имеют хорошую технологическую базу. В ряде стран уже построены, строятся заводы по переработке отработавшего топлива в промышленном масштабе, или планируется их строительство. В таких странах, как Франция, Великобритания и США, уже переработано несколько сот тонн оксидного уранового топлива. Несколько меньшее количество урана переработано на полупромышленных установках в Бельгии, ФРГ и Японии. В табл. 7.2 приведена производительность действующих и планируемых заводом по переработке топлива. В конце 70-х годов в связи с политикой нераспространения ядерного оружия и широкой дискуссией о возможности обеспечения ядерной безопасности на крупных перерабатывающих заводах коммерческое развитие перерабатывающей промышленности оказалось в невыгодном положении (см. § 8.3).

* Здесь и ниже имеется в виду масса тяжелых металлов. (*Прим. ред.*)

7.2.4. Опыт переработки и изготовления смешанного оксидного топлива

Значительное количество МОХ-топлива уже произведено на небольших установках во многих странах, включая США, Великобританию, Францию, Бельгию, Японию и ФРГ. Твэлы с МОХ-топливом успешно облучались в LWR и других реакторах до выгорания 33 МВт · сут/кг. Некоторые из ТВС с МОХ-топливом также успешно прошли переработку.

Отработавшее МОХ-топливо несколько отличается от низкообогащенного UO_2-топлива изотопным составом продуктов деления и актинидов. В плутонийсодержащем топливе образуется больше америция и кюрия вследствие большего захвата нейтронов в тепловой части спектра. Однако более высокое содержание плутония требует лишь незначительной перерегулировки схемы перерабатывающей установки, описанной в п. 7.2.1. Если не считать, что к изготовлению МОХ-топлива предъявляются несколько повышенные требования (высокая растворимость и гомогенность), то существенной разницы между процессами растворения отработавших в LWR МОХ-топлива и низкообогащенного UO_2-топлива нет. Однако увеличение доли нуклидов америция и кюрия в отработавшем МОХ-топливе приводит к повышению активности и тепловыделения в ОВУА, что должно быть принято во внимание.

7.2.5. Аспекты безопасности

7.2.5.1. Конструктивные меры безопасности перерабатывающих установок

В отличие от ядерных реакторов перерабатывающие установки обладают следующими особенностями, определяющими их безопасность:

отработавшее топливо не образует критической массы ($k_{эф} < 1$);

на перерабатывающих установках топливо не используется для выработки энергии и обрабатывается только при низких температуре и давлении;

активность отработавшего топлива в течение года после выгрузки из реактора уменьшается в 65 раз в результате распада продуктов деления и актинидов.

Таким образом, компоненты отработавшего топлива на перерабатывающей установке обладают значительно меньшей активностью, чем в ядерном реакторе. Именно по этим причинам крупные перерабатывающие заводы могут иметь настолько большую производительность, что обеспечивается переработка топлива от АЭС суммарной мощностью несколько десятков гигаватт.

На перерабатывающих установках, как и в реакторах, основными принципами обеспечения безопасности являются независимость источников и избыточность средств обеспечения электропитания и водоснабжения для надежного отвода теплоты. Поэтому при проектировании установок предусматриваются соответствующие резервы охлаждающей воды. Выполняются многоступенчатые барьеры между радиоактивными веществами и окружающей средой. Радиоактивные материалы заключают в герметичные системы труб, корпусов и другого оборудования из нержавеющей стали, которые, в свою очередь, заключают в герметичные боксы из высокоплотного бетона с толщиной стен до двух метров. На случай течи трубопровода или корпуса предусматриваются поддоны из нержавеющей стали, которые предотвратят попадание радиоактивных продуктов на пол защитных боксов. Внутренняя защитная оболочка снаружи окружается защитным покрытием. Внутренняя и наружная защитные оболочки находятся под давлением ниже атмосферного. В помещениях, где отмечаются наибольшие уровни активности, поддерживается наименьшее давление. Загрязненный воздух очищается по крайней мере двумя системами фильтров, что позволяет обеспечить уменьшение активности до приемлемого уровня. После очистки воздух выпускается в атмосферу через вентиляционную трубу (подробнее см. § 8.1). Выбросы в атмосферу, реку, озеро или море находятся под постоянным контролем.

Как и у АЭС, защитная оболочка перерабатывающей установки должна противостоять воздействию землетрясений, наводнений, ураганов, авиационных катастроф и ударных волн, вызываемых взрывами, пожарами и диверсиями. В технические средства безопасности включаются также средства контроля, направленные на определение уровня подкритичности в аппаратах для растворения ядерного топлива, экстракционных колоннах, баках и емкостях. Надлежащие условия подкритичности могут быть достигнуты ограничением геометрических размеров соответствующего оборудования, применением поглотителей нейтронов, таких, как бор, гафний, гадолиний, и строгим соблюдением ограничений на содержание делящихся нуклидов в перерабатываемом отработавшем топливе. Более того, растворы, обогащенные делящимся материалом, находятся под постоянным контролем на критичность.

В качестве максимальной проектной аварии на перерабатывающих установках рассматриваются взрыв испарителя для концентрирования ОВУА и выход в критическое состояние одного из носителей делящихся материалов. Потенциальная опасность экзотермической реакции керосина, ТБФ и азотной кислоты существует лишь при температурах свыше 140 °С и при попадании этих материалов в испаритель. Такие условия недопустимы и, чтобы исключить их, процессы испарения проводят при температуре 130 °С.

Несмотря на предусмотренные меры безопасности, проводится анализ максимальных проектных аварий. При этом выдвигается требование, чтобы конструкция внутренних боксов позволяла бы ограничить последствия таких аварий. При разрушении в случае взрыва испарителя или другого контейнера растворы отходов попадут в поддон на полу бокса и могут быть вновь закачаны в другой резервный контейнер. Радиоактивные аэрозоли будут удержаны системой очистки. Радиационное воздействие на окружающую среду будет предотвращено. Аналогичные конструктивные меры принимаются для ограничения последствий аварий с выходом в критическое состояние. Анализ риска аварийных ситуаций на перерабатывающих установках представлен в § 8.2.

7.2.5.2. О безопасности заводов по изготовлению твэлов из смешанного оксидного топлива

Здесь также предусмотрена многобарьерная система безопасности для предотвращения утечки плутония за пределы производящих МОХ-топливо заводов. Первый барьер обеспечивается защитными перчаточными камерами или горячими камерами, в которых заключено оборудование по изготовлению плутонийсодержащих таблеток. Первый защитный барьер окружен рабочими и служебными помещениями, вход в которые доступен только через шлюзы. Помещения имеют противопожарное исполнение и радиационную защиту. Оба защитных барьера, в свою очередь, снаружи защищены от внешних воздействий (землетрясений, авиационных катастроф и т. д.) оболочкой. В рабочих помещениях предусмотрено дифференцированное поддержание давления, причем наименьшее давление обеспечивается в боксах с наибольшей концентрацией плутония. Воздух выпускается в атмосферу только после прохождения системы очистки НЕРА-фильтрами — высокоэффективными фильтрами тонкой очистки воздуха. В качестве максимальной проектной аварии завода по изготовлению твэлов из смешанного оксидного топлива рассматриваются выход в критическое состояние, пожары и взрывы производственного оборудования.

7.3. ТОРИЙ-УРАНОВЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

Как отмечено в гл. 6, торий может быть использован в качестве воспроизводящего материала в реакторах-конвертерах или реакторах-размножителях. В этом случае ^{233}U необходимо извлекать из отработавших твэлов с помощью химической переработки. После бассейна выдержки на реакторной площадке или специально оборудованного промежуточного хранилища отработавшие ТВС с ^{233}U–Th-топливом транспортируются на перерабатывающее предприятие.

7.3.1. Разделка ТВС

Конструкции ТВС с ^{233}U–Th-топливом, предлагаемые для использования в LWR или HWR, примерно аналогичны конструкции ТВС с низкообогащенным урановым топливом, применяемым в настоящее время. Поэтому предварительный этап переработки уран-ториевого топлива, включающий резку твэлов на короткие куски и последующее растворение, может оставаться тем же самым, что описан в пп. 7.2.1.

Уран-ториевое топливо HTGR или HTR состоит из мелких частиц делящегося материала, покрытых пиролитическим графитом и карбидом кремния, и частиц воспроизводящего материала ThO_2, покрытых графитом. Эти частицы, диспергированные в графитовой матрице, образуют твэл (призматический блок или шар). Перед растворением топливо должно быть отделено от графита. Это достигается дроблением твэлов и выжиганием графита в кипящем слое. Частицы из делящегося материала с наружным покрытием из SiC должны быть раскрошены, а остатки пиролитического графита от внутреннего покрытия также выжжены. При этом радиоактивный нуклид ^{14}C, образующийся при облучении

нейтронами графита и в результате (n, p)-реакции на примесях азота, должен быть отделен системой очистки газообразных отходов в виде $^{14}CO_2$ и ^{14}CO. Оставшаяся масса представляет собой частицы делящегося материала, содержащие ^{235}U, ^{238}U, плутоний и продукты деления, а также частицы воспроизводящегося материала, имеющие в своем составе $^{233}UO_2$, ThO_2 и продукты деления. При дальнейшей обработке делящиеся и воспроизводящие частицы разделяются.

Переработка $^{233}UO_2$–ThO_2-топлива должна проводиться в соответствии с технологией торекс-процесса (извлечение оксида тория экстракцией). Топливные частицы, содержащие ^{235}U, ^{238}U, Pu и продукты деления, могут быть переработаны с применением пурекс-процесса. Если топливо содержит смесь среднеобогащенного урана и тория, то после облучения в реакторе оно будет иметь в своем составе торий, нуклиды урана, плутония, более высокие актиниды и продукты деления. В этом случае для переработки следует применять комбинированную пурекс—торекс-технологию.

7.3.2. Торекс-процесс

Уран-ториевое топливо растворяется в высококонцентрированной смеси, состоящей из 13 молей азотной, 0,05 моля плавиковой кислот и 0,1 моля нитрата алюминия и поддерживаемой при температуре кипения. Твердый осадок удаляется из раствора центрифугированием. Затем раствор $Th(NO_3)_4$ и $UO_2(NO_3)_2$ подается в первую экстракционную колонну (рис. 7.8), где движется в противотоке с ТБФ, растворенным в углеводородном растворителе. При движении вверх ТБФ селективно растворяет нитрат тория и уранилнитрат. Продукты деления, протактиний и нитрат алюминия идут вниз и выходят из колонны вместе с раствором для очистки, который подается в колонну сверху. Чтобы отделить от тория продукты деления, в особенности ^{95}Zr, необходима тщательная регулировка химических процессов. В трехвалентном состоянии торий очень похож по химическим свойствам на цирконий. Нуклид ^{233}Pa с периодом полураспада 27 сут является первичным по отношению к ^{233}U и должен быть извлечен из ОВУА. Возможен другой путь: облученный воспроизводящий материал может быть выдержан при соответствующем охлаждении до тех пор, пока ^{233}Pa практически весь не распадется в ^{233}U. Во второй колонне $Th(NO_3)_4$ выделяется из ТБФ при движении в противотоке со слабым раствором азотной кислоты. При этом азотная кислота и $Th(NO_3)$ выходят из колонны снизу. Органический раствор вместе с $UO_2(NO_3)_2$ направляется в третью колонну, где происходит повторная экстракция урана. Затем уран отправляется на последующую очистку с дополнительными ступенями экстракции и отделения от растворителя. От небольших следов плутония и нептуния уран может быть очищен с помощью хроматографии. В случае более существенного накопления плутония, т. е. при использовании среднеобогащенного ^{235}U–^{238}U–Th-топлива (см. в гл. 6 о среднеобогащенном топливе для HTGR), метод хроматографии для отделения плутония и нептуния неэффективен. В подобных ситуациях плутоний должен быть экстрагирован совместно с ураном и торием. Это может достигаться

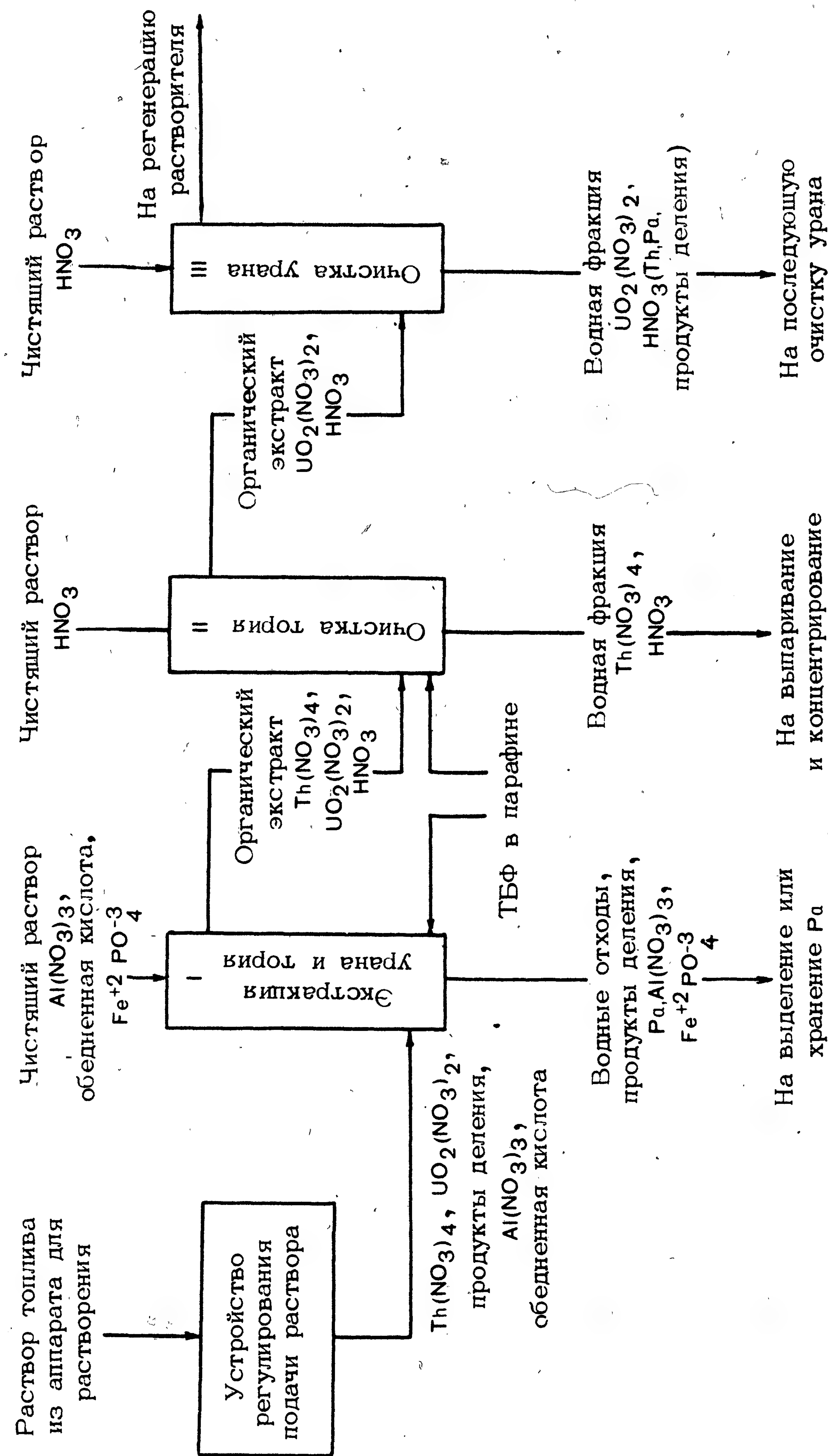


Рис. 7.8. Упрощенная схема торекс-процесса

применением того же органического растворителя ТБФ. Однако в этом случае пурекс–торекс-процесс оказывается более сложным, чем торекс-процесс.

Состояние и опыт применения торекс-процесса. Технологические основы торекс-процесса хорошо изучены, однако опыт по внедрению его на практике недостаточен по сравнению с пурекс-процессом. Небольшие установки, реализующие торекс-процесс, успешно эксплуатировались в Ок-Ридже, Ханфорде и Саванна-Ривере (США). В рамках программ США по развитию легководных реакторов-размножителей (LWBR) и HTGR осуществлена переработка 870 т тория (главным образом ThO_2). Имеется также некоторый опыт эксплуатации небольших перерабатывающих установок в ФРГ и Италии. Однако для осуществления промышленной переработки ториевого топлива необходимо проводить дальнейшие разработки.

7.3.3. Производство уран-ториевого топлива

Топливные таблетки из $^{233}UO_2$ и ThO_2 для LWR и CANDU могут изготавливаться дистанционно в камерах с бетонной защитой. Процесс изготовления включает получение порошка, прессование, спекание и шлифование таблеток, описанные в пп. 7.2.2 и относящиеся к изготовлению смешанного оксидного топлива.

Для получения уран-ториевых частиц топлива HTGR применяются химические процессы, протекающие во влажной среде. Такая технология используется потому, что при переработке торий и уран присутствуют в виде соответственно нитрата тория и уранилнитрата. При взаимодействии нитрата тория с гидроксидом аммония будет получаться гидроксид тория и нитрат аммония. Гидроксид тория осаждается в виде аморфной гельной структуры. Первая ступень изготовления состоит в приготовлении раствора нужной вязкости (золь). Затем золь пропускается через пульсационную форсунку и разбрызгивается на капли примерно сферической формы. Капли золя падают в желатиновую ванну, где завершается процесс желатинирования микрошаров (гель). Затем шарики геля моются и сушатся. Полученные микрочастицы спекаются при температуре около 1400 °С. Таким путем получают микрочастицы либо из ThO_2, либо из $(^{233}U, Th)O_2$. Приготовление урановых микрочастиц требует еще дополнительной ступени кальцинации в кипящем слое для разложения органического соединения. Карбиды получаются углетермическим восстановлением при температуре до 2500 °С.

Наружный слой микрочастиц из пиролитического углерода или карбида кремния образуется в кипящем слое в электропечах. Готовые микрочастицы диспергируют в графите для получения твэлов. Изготовление твэлов осуществляется дистанционно в камерах с радиационной защитой. Дистанционное изготовление необходимо, так как урановые микрочастицы загрязнены ^{232}U, а ториевые – ^{228}U. Нуклид ^{232}U образуется в результате $(n, 2n)$-реакции на ^{232}Th и последующей (n, γ)-реакции на ^{231}Pa, а также в результате $(n, 2n)$-реакции на ^{233}U. ^{232}U образуется также в результате цепочки распадов после (n, γ)-реакций на ^{235}U и ^{230}Th. Последний содержится в природном тории. ^{233}U распа-

дается в ^{228}Th, который, в свою очередь, распадается через цепочку короткоживущих нуклидов в ^{212}Bi и ^{208}Tl. Оба конечных продукта являются источниками γ-излучения высокой энергии. Повторно используемый уран в ^{233}U–Th-топливном цикле будет содержать несколько сотых долей процента ^{232}U. Вскоре после переработки эти ничтожные количества ^{232}U перейдут в ^{228}Th и его γ-излучающие дочерние нуклиды ^{212}Bi и ^{208}Tl. Их высокоэнергетическое γ-излучение вместе с нейтронами, производимыми (α, n)-реакциями (α-излучение нуклидов урана и тория) на легких элементах, таких, как кислород или углерод, требует в процессе изготовления радиационной защиты.

Торий, отделяемый при переработке, непосредственно для изготовления топлива не применяется. Дело в том, что появляющийся в переработанном тории нуклид ^{228}Th обладает заметной активностью. Поэтому переработанный торий целесообразно поместить на несколько десятилетий в хранилище, прежде чем повторно его использовать. Наибольший опыт по изготовлению $^{233}UO_2$–ThO_2-таблеток получен в США при разработке проекта LWBR. Значимость этого опыта, однако, невелика из-за невысокого содержания ^{232}U (около 0,001%) в перерабатывавшимся материале. Опыт получения свежего $^{235}UO_2$–ThO_2-топлива для первых установок с HTGR достаточен, но еще не производилась переработка уран-ториевого топлива с содержанием несколько сотых долей процента ^{232}U.

7.4. УРАН-ПЛУТОНИЕВЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ-РАЗМНОЖИТЕЛЕЙ

Как и все реакторы-конвертеры и размножители, LMFBR должен работать с замкнутым топливным циклом. Для улучшения топливной стратегии общее количество топлива в таком цикле, состоящее из загрузки реактора и топлива, находящегося во внешней части цикла, должно быть по возможности минимальным. Это приводит, с одной стороны, к требованию малой загрузки топлива в реактор и высокого выгорания (длительное время использования топлива для выработки энергии), с другой стороны – к сокращению времени пребывания топлива во внешнем топливном цикле.

7.4.1. Составляющие времени внешнего топливного цикла LMFBR

В настоящее время считается, что время пребывания топлива LMFBR во внешнем цикле может быть принято равным двум годам. Для будущих топливных циклов FBR рассматривается снижение этого времени примерно до одного года. На рис. 7.9 представлена схема топливного цикла LMFBR, на которой отмечены составляющие времени пребывания топлива вне реакторной установки. Представленная на рис. 7.9 модель топливного цикла соответствует перерабатывающим мощностям по обслуживанию LMFBR суммарной мощностью 10 ГВт(эл.).

После выгрузки ТВС из активной зоны и боковой зоны воспроизводства они поступают в бассейн выдержки, где хранятся первые 180 сут. Затем ТВС загружают в транспортные контейнеры, каждый из которых

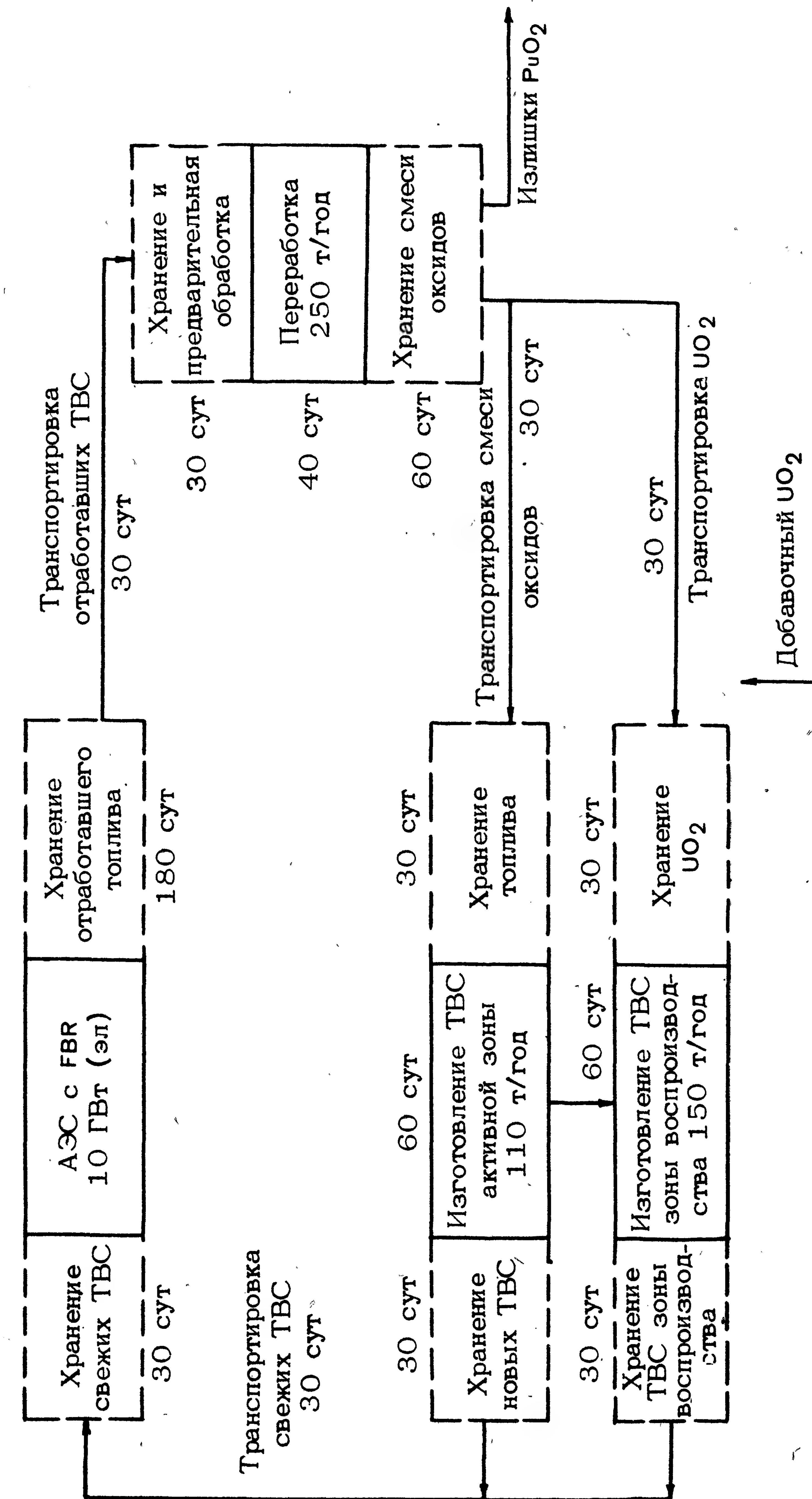


Рис. 7.9. Схема и продолжительность внешнего топливного цикла FBR (МОЯТЦ)

может вместить от 6 до 12 ТВС, и перевозят их на перерабатывающий завод. Вся перевозка занимает около 30 сут. Следующие 30 сут отводятся на промежуточное хранение и предварительную обработку ТВС, предшествующую разделке твэлов и растворению. На рассматриваемой в данной модели перерабатывающей установке производительностью 250 т/год (165 т отработавшего топлива из активной зоны и 85 т из зоны воспроизводства) для осуществления всех ступеней переработки от разделки твэлов до получения порошка PuO_2 и UO_2 требуется примерно 40 сут. На хранение оксидного порошка отводится 60 сут, на транспортировку на завод по изготовлению твэлов – 30 сут.

Предполагается, что производительность завода по изготовлению твэлов составит около 110 т/год смешанного $(Pu, U)O_2$-топлива для активной зоны и 150 т/год UO_2-топлива для зоны воспроизводства (65 т/год для торцевых зон и 85 т/год для боковой зоны). Порошок оксидов урана и плутония, прежде чем попасть на линии изготовления, выдерживается в хранилище около 30 сут. Процесс изготовления твэлов и ТВС занимает около 60 сут, и около 30 сут свежие ТВС будут храниться перед отправкой их на АЭС. Транспортировка займет также 30 сут, и еще около 30 сут ТВС будут находиться в хранилище на станции, прежде чем попадут в реактор.

Таким образом, суммарное время нахождения топлива во внешней части топливного цикла составит 550 сут. Прибавляя еще 180 сут на непредвиденные задержки, которые могут появиться из-за недостаточной синхронизации между различными операциями, получим, что полное время пребывания топлива во внешнем топливном цикле равно 730 сут, или двум годам. Из этого ясно, что размещение заводов по переработке и изготовлению топлива на одной площадке, хорошая синхронизация всех операций топливного цикла и сокращение времени пребывания топлива в хранилищах дают возможность сократить продолжительность внешнего топливного цикла LMFBR до одного года.

7.4.2. Потоки масс в модели топливного цикла LMFBR

В рассматриваемой модели топливного цикла переработка отработавшего топлива для АЭС суммарной мощностью 10 ГВт(эл.) соответствует производительности 1 т тяжелого металла в сутки или 250 т тяжелого металла в год при эффективном времени работы в году 250 сут. В данной модели отражен промышленный масштаб переработки и изготовления топлива. На рис. 7.10 представлены потоки масс наиболее важных материалов топливного цикла LMFBR, соответствующие данной модели.

При суммарной мощности 10 ГВт(эл.) и КИМ=0,7 из LMFBR ежегодно должно выгружаться 166 т урана и плутония из активной зоны и 85 т из зоны воспроизводства. В отработавшем топливе будет содержаться 6,45 т продуктов деления. Из них примерно 5,8 т относится к активной зоне и торцевым зонам воспроизводства и 0,65 т – к боковой зоне воспроизводства. Изотопный состав продуктов деления быстрого реактора несколько отличается от соответствующего изотопного состава LWR. Это объясняется существенно более жестким спектром нейтронов и значительным содержанием делящегося плутония в топливе LMFBR.

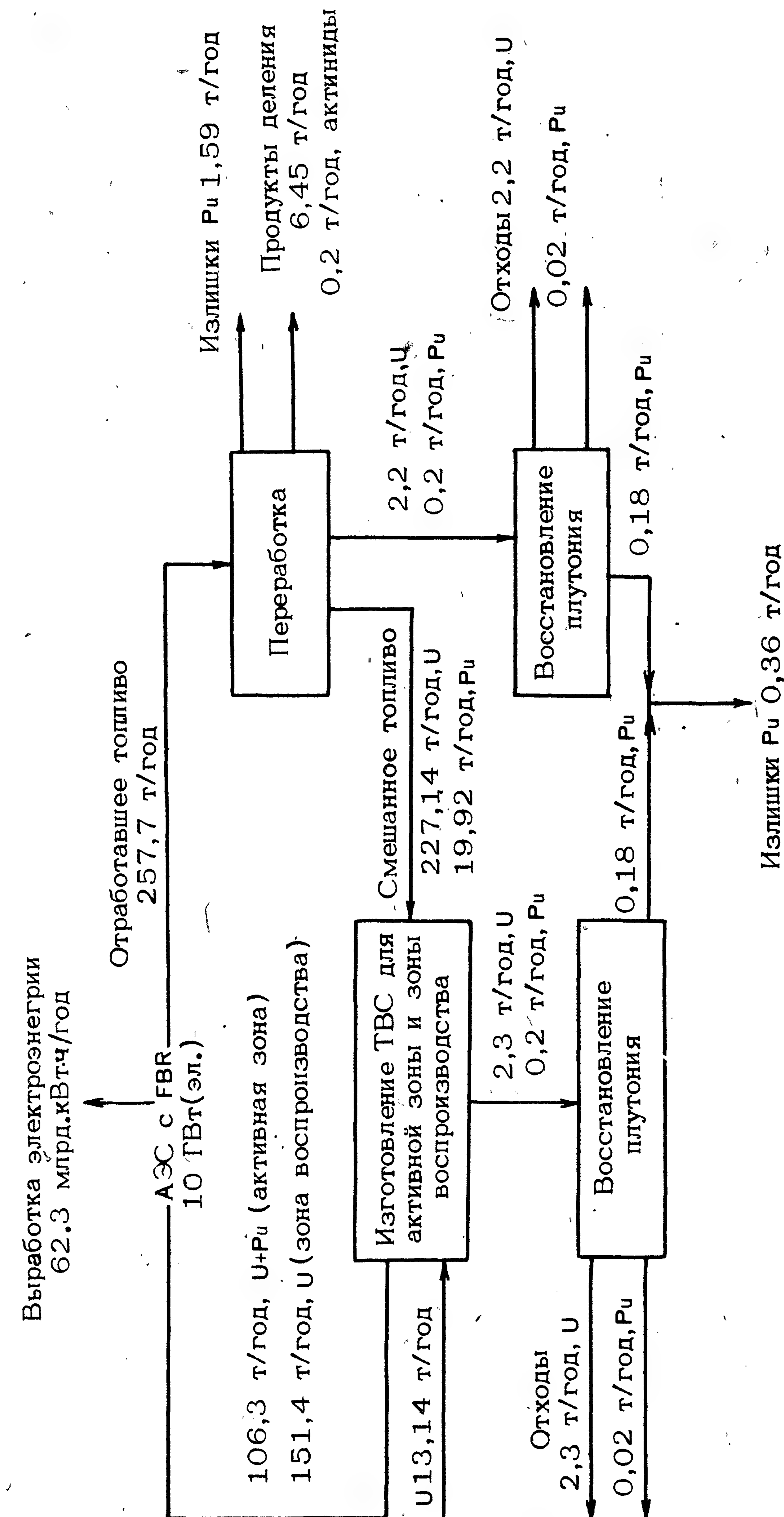


Рис. 7.10. Потоки масс в модели топливного цикла быстрого реактора-размножителя (МОЯТЦ)

К указанному количеству выгружаемого урана, плутония и продуктов деления следует добавить еще 200 кг актинидов (^{237}Np, ^{241}Am, ^{242}Am, ^{243}Am, ^{242}Cm и ^{244}Cm).

На перерабатывающем заводе продукты деления и актиниды будут отделены и попадут в концентраты ОВУА. Примерно 227 т/год урана и 21,7 т/год плутония возвратятся для повторного использования, причем из них 1,59 т/год плутония может быть вложено в начальную загрузку новых LMFBR или пойти на подпитку реакторов-конвертеров. Примерно 1%, т. е. 0,2 т/год плутония и около 2 т/год урана от первоначального количества топлива, останется в твердых и жидких ОВУА перерабатывающего и изготовляющего производств. Однако на стадии переработки отходов большая часть плутония должна быть возвращена, и только около 20 кг/год окажется в отходах высокой и средней удельной активности.

При повторном изготовлении топлива недостающее количество ^{238}U должно быть восполнено за счет обедненного урана. Это количество урана определяется действием нескольких факторов — делением, конверсией и потерями при переработке и изготовлении нового топлива и составляет примерно 13 т/год.

7.4.3. Составляющие активности отработавшего топлива LMFBR

При сравнении составляющих активности отработавшего топлива LMFBR и LWR оказывается, что активность продуктов деления в том и другом случаях примерно одинакова. Хотя содержание продуктов деления в топливе активной зоны LMFBR значительно выше, чем в топливе LWR, что является следствием более высоких значений энергонапряженности активной зоны и выгорания топлива в быстром реакторе, при смешивании этого топлива с топливом слабонапряженной зоны воспроизводства результирующее количество продуктов деления на тонну тяжелых металлов практически оказывается таким же, как в отработавшем топливе LWR. Вследствие более высокого содержания плутония активность его нуклидов в выгружаемом топливе LMFBR оказывается наибольшей. Для сравнения полезно привести соотношение активности α-излучения плутония в открытом цикле LWR, в цикле LWR с повторным использованием плутония и в цикле LMFBR, которое может быть представлено как 1 : 2 : 5. Для америция это соотношение составляет 1 : 4 : : 15. Однако наибольший вклад в активность α-излучения топлива дают нуклиды кюрия (соотношение для тех же реакторов составляет 1 : 9 : : 2,5). Из этого соотношения следует, что активность α-излучения топлива LWR с повторным использованием плутония более высокая, чем в отработавшем топливе LMFBR.

7.4.4. Переработка топлива LMFBR

Для переработки отработавшего топлива LMFBR также используется пурекс-процесс (см. п. 7.2.1). Однако для учета специфических особенностей топлива LMFBR, связанных с повышенным содержанием плутония, необходима модификация этой технологии.

В отличие от ТВС LWR первой операцией по обработке ТВС LMFBR

является их разборка. По современным нормам непосредственная резка ТВС LMFBR не разрешается. Поэтому отрезаются только концевые детали ТВС, затем механически удаляется их чехол. Далее по отдельности твэлы режутся на куски длиной по 2,5 см. На этой стадии топливо активной зоны смешивается с топливом зоны воспроизводства. Нарубленные куски твэлов подают в аппарат для растворения, где топливо растворяется в горячей азотной кислоте. Геометрические размеры аппарата для растворения должны быть обоснованы с учетом высокого содержания плутония в топливе, чтобы исключить возможность образования критической массы.

Способность топлива к растворению зависит от способа изготовления топлива и его облучения. В растворе будут присутствовать небольшие фракции нерастворимых частиц рутения, родия, теллурия, молибдена, палладия и небольшого количества топлива. Благородные металлы, входящие в состав продуктов деления, такие, как рутений, родий и палладий, имеют тенденцию к образованию сплавов с плутонием при высокой глубине выгорания топлива. Если в этой фракции нерастворимых частиц окажется более 0,5% всего плутония, она должна быть растворена на стадии сепарации с помощью добавления плавиковой кислоты.

Как и при переработке топлива LWR, растворенное топливо LMFBR в первую очередь подается на очистку, которая выполняется с помощью центрифуг или фильтров. Далее в пурекс-процессе осуществляется противоточная экстракция топлива. При этом в отличие от топлива LWR время контакта растворителя и раствора данного топлива в азотной кислоте должно быть меньше, чтобы ограничить радиолиз органического растворителя. С этой целью применяются пульсационные колонны или центрифужные контакторы.

Последующий процесс разделения плутония и урана требует больших объемов химического восстановителя из-за значительного содержания в топливе плутония. Это приводит к увеличению объемов растворов и росту потока отходов. При очистке урана и плутония из-за большего содержания последнего необходимо предусмотреть меры, направленные на то, чтобы как можно меньшая доля плутония попала в отходы. Процесс перевода нитрата плутония и уранилнитрата в PuO_2 и UO_2 остается таким же, как и в перерабатывающей установке LWR. Здесь также сразу может быть получена смесь нитрата плутония и уранилнитрата для совместного преобразования и осаждения в виде смеси $(Pu, U)O_2$.

Описанная выше модификация пурекс-процесса с включением специальных технологических операций и уменьшение размеров всех емкостей (большее содержание плутония, критичность) в конечном счете требуют создания специальной установки для переработки топлива LMFBR.

7.4.5. Производство топлива для LMFBR

При изготовлении топлива LMFBR используются в основном те же процессы, которые описаны в пп. 7.2.2 для смешанного оксидного топлива LWR с замкнутым топливным циклом. Если заводы по переработке и изготовлению топлива LMFBR расположены на разных площадках, то переработанные PuO_2 и UO_2 перевозятся с одного завода на другой. Из

буферного хранилища порошки UO_2 и PuO_2 в нужной пропорции (для обеспечения заданного обогащения смешанного топлива) поступают на механическое смешивание. Это и есть начало процесса изготовления. Далее процесс изготовления проходит стадии прессования, спекания, шлифования и сушки топливных таблеток. Затем таблетки, предназначенные для активной зоны, собираются в столбы и к ним добавляются таблетки торцевых зон воспроизводства. Образованные таким образом топливные столбы вводятся в трубки оболочек и в инертной атмосфере завариваются. После этого твэлы собирают в ТВС. Смешанное (Pu, U) O_2-топливо должно обладать хорошей растворимостью в азотной кислоте. Для того чтобы свести к минимуму объем осадка в растворе и уменьшить потери топлива при последующей переработке, топливо LMFBR даже после выгорания примерно 100 МВт · сут/кг должно быть растворено в азотной кислоте не менее чем на 99%. Эти требования необходимо специально учитывать при осуществлении процессов получения порошка и спекания таблеток.

Топливные таблетки LMFBR имеют меньший диаметр, чем таблетки топлива LWR. Их изготовление, а также сборка твэлов выполняются в защитных перчаточных камерах. На линиях производства топлива должна быть предусмотрена радиационная защита от γ-излучения и потока нейтронов, источниками которых являются нуклиды Pu и их дочерние продукты [спонтанное деление и (α, n)-реакции на кислороде]. Предполагается, что в будущем при производстве топлива для LMFBR в значительной степени будет применяться дистанционное обслуживание. Кроме описанных выше технологических процессов при изготовлении топлива LMFBR используется также технология золь-гельного осаждения, виброуплотнения и AUPuC-процесс.

Золь-гельное осаждение позволяет проводить совместное преобразование нитрата плутония и уранилнитрата с последующим получением сферических частиц (Pu, U) O_2, из которых могут прессоваться и спекаться топливные таблетки. AUPuC-процесс, следующий после совместного преобразования, позволяет изготовлять крупнозернистый свободный от ^{241}Am кристаллический порошок (Pu, U) O_2, который также может прессоваться и спекаться в таблетки. И тот и другой процессы позволяют избежать образование плутониевой пыли (см. пп. 7.2.2). При создании в будущем центров по переработке топлива FBR с усовершенствованной технологией этим процессам следует отдать предпочтение.

В процессе изготовления топлива образуются различные виды радиоактивных отходов. В перерабатывающих и изготовляющих звеньях топливного цикла, схематически представленного на рис. 7.10, принималось, что около 200 кг плутония (примерно 1%) ежегодно остается в отходах. Следовательно, необходимы специальные меры по извлечению этого плутония. В отходы для захоронения не должно попадать более 20 кг плутония в год.

7.4.6. Переработка и повторное производство топлива для LMFBR

За последние годы введено в строй несколько небольших опытных и опытно-промышленных установок по переработке топлива LMFBR и изготовлению смешанного оксидного топлива в США, Великобритании и Франции. В Даунри (Великобритания) работает небольшая опытно-промышленная установка производительностью 5 т/год, предназначенная для переработки топлива PFR. Япония и ФРГ совместно с Бельгией имеют действующие лабораторные установки по переработке топлива быстрых реакторов. С 1969 г. до 1979 г. во Франции действовала небольшая экспериментальная перерабатывающая установка на мысе Аг производительностью 1 кг/сут. На этой установке переработано около тонны топлива реактора "Рапсодия" с выгоранием от 40 до 130 МВт · сут/кг. На опытно-промышленной установке SAP в Маркуле (Франция) за период с 1975 г. до 1980 г. переработано около 6 т топлива реакторов "Рапсодия" и "Феникс". Установка TOR в Маркуле (Франция) обладает большей производительностью (5 т/год) и может перерабатывать отработавшее топливо из реакторов "Феникс", SNR-300 и "Суперфеникс". В США, Бельгии, Великобритании, Японии и ФРГ имеются заводы по изготовлению смешанного (Pu, U) O_2-топлива общей производительностью 5 – 10 т/год. Во Франции, в Кадараше, действует завод, производящий смешанное оксидное топливо (20 т/год).

Для обслуживания реактора "Суперфеникс" и других энергетических и демонстрационных LMFBR, которые предполагается ввести в строй с 1983 г. по 1990 г., потребуются заводы по переработке и изготовлению вторичного топлива производительностью 50 – 100 т/год.

7.5. ОБРАБОТКА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Твердые и жидкие радиоактивные отходы должны быть концентрированы для обеспечения безопасности, обработки и хранения (временного или постоянного). Это достигается за счет уменьшения их объемов и отверждения. Конечный продукт должен иметь устойчивость к механическим, химическим воздействиям и к собственному ионизирующему излучению, а также хорошо проводить генерируемую в отходах теплоту.

7.5.1. Обработка отходов при переработке топлива LWR

7.5.1.1. Отверждение и хранение жидких отходов высокой удельной активности

Растворы отходов высокой удельной активности (ОВУА), образующиеся при экстракции урана и плутония в процессе переработки отработавшего топлива LWR, концентрируют путем выпаривания. При этом их объем сокращается примерно в 10 раз и составляет 0,5 м^3 жидких отходов на 1 т отработавшего топлива (см. рис. 7.6). Упаренный концентрированный раствор ОВУА закачивают в баки из кислотостойкой стали (рис. 7.11). Баки с учетом возможности протечек устанавливают на поддоны, выполненные из нержавеющей стали. Ввиду сильного ионизи-

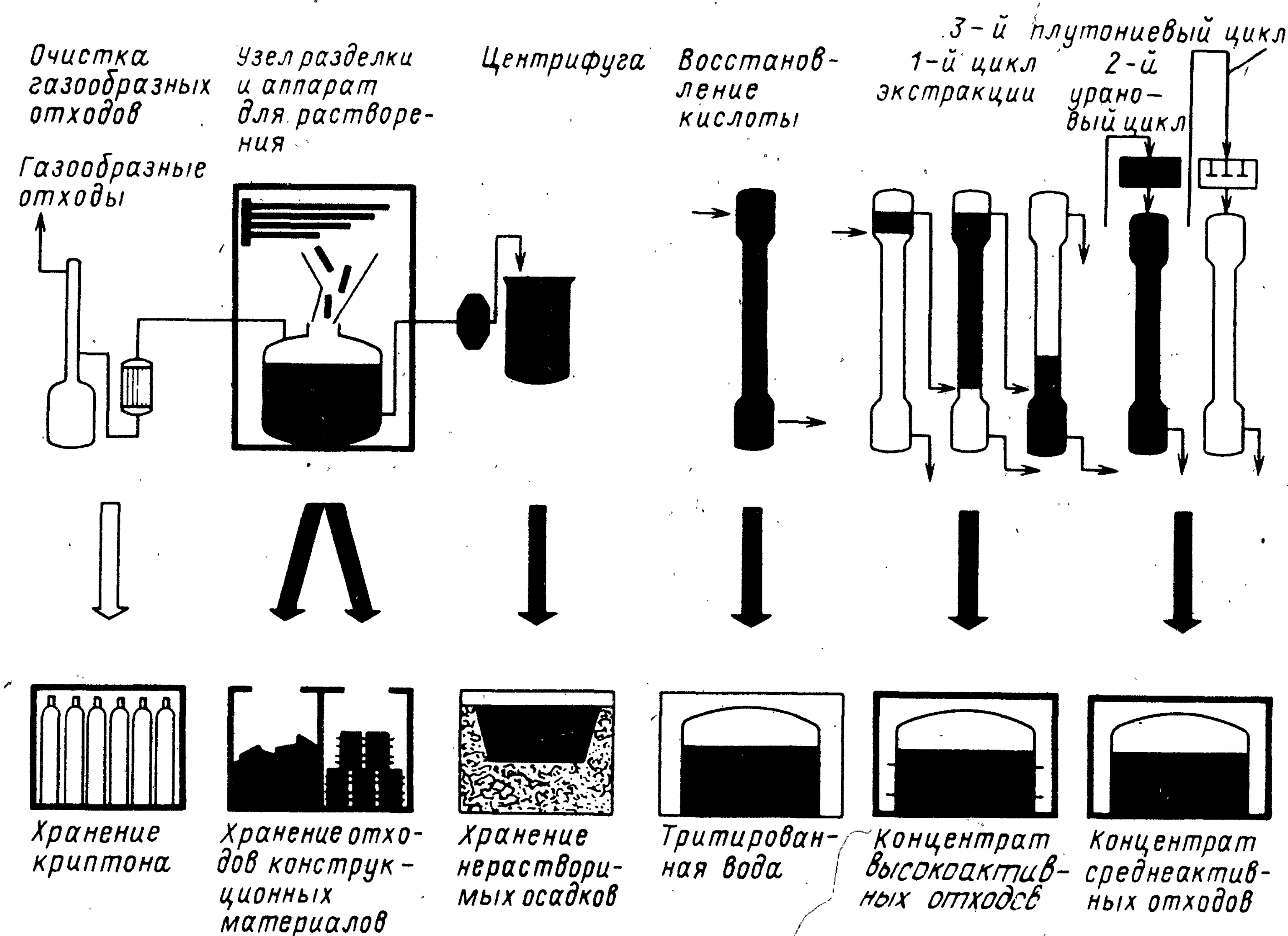


Рис. 7.11. Различные виды отходов при переработке (KFA)

рующего излучения отходов баки устанавливают в горячие камеры, которые изнутри покрыты сталью. Для отвода теплоты, выделяемой продуктами деления и актинидами, и охлаждения высокоактивного раствора баки оснащают змеевиками, по которым циркулирует охлаждающая вода с температурой не выше 65 °С. Предумотрены также резервные баки, имеющие достаточную вместимость. В таких условиях растворы ОВУА могут содержаться по крайней мере 20 – 30 лет.

Для отверждения жидких ОВУА в качестве первого шага применяют кальцинацию, т. е. удаление жидкости из высокоактивного раствора прокаливанием при высоких температурах (900 °С). При этом образуются нитраты или оксиды металлов. Применяется также другой способ, с помощью которого раствор высокоактивных отходов может быть денитрирован добавлением горячей муравьиной кислоты, в результате чего при кальцинации образуются только оксиды. Известны четыре различных технологии кальцинации: в тиглях, в кипящем слое, путем разбрызгивания и в ротационных трубах. Однако продукты кальцинации недостаточно устойчивы к выщелачиванию. Кроме того, они не обладают высокой теплопроводностью и механической прочностью. Поэтому они рассматриваются лишь как промежуточные продукты, которые могут быть преобразованы в стеклообразные или керамические материалы. Образованная из них смесь может быть разбавлена с добавлением кремния, бора или фосфора при температуре 1000 – 1200 °С и превращена в три типа стекла: боросиликатное, фосфатное и борофосфатное. Наибольшее

признание получили боросиликатные стекла, допускающие хранение при температуре до 200 °С.

Все высокоактивные отходы, получаемые при переработке из ежегодно выгружаемого топлива LWR мощностью 1 ГВт(эл.), после отверждения и остекловывания будут преобразованы в концентрированные отходы объемом 2,5 – 5 м^3. Соответственно на каждую тонну тяжелого металла отработавшего топлива LWR будет приходиться 0,07 – 0,15 м^3 остеклованных отходов. Блоки боросиликатного стекла получают, заливая соответствующий расплав в стальные канистры. Применяют и другой интересный способ отверждения, состоящий во внедрении фосфатного или боросиликатного стекла в металлическую матрицу в виде стеклянного бисера или стойких к выщелачиванию керамических гранул.

Стеклянные блоки, отлитые в стальных канистрах, имеют объем 77 – 180 л. Стальные канистры завариваются и охлаждаются во временном хранилище до их отправки на окончательное захоронение.

7.5.1.2. Отверждение и хранение твердых отходов высокой удельной активности

Твердые ОВУА состоят в основном из материала оболочек твэлов и концевых деталей ТВС, а также нерастворимых осадков топлива (0,6 м^3 конструкционных материалов и примерно 4 кг нерастворимых осадков на тонну тяжелых металлов перерабатываемого топлива). Первоначально эти отходы помещают во временное хранилище под воду. Для окончательного захоронения твердые отходы смешивают с жидким бетоном. Эту смесь заливают в канистры, которые, в свою очередь, помещают в защитные корпуса. При этом все пространство в защитных корпусах заливают цементом и закрывают крышками. Предлагаются и другие способы, такие, как внедрение материала оболочек твэлов в свинцовую матрицу, но они пока еще требуют изучения.

7.5.1.3. Обработка отходов средней удельной активности

Водные растворы ОСУА концентрируются выпариванием и обрабатываются в денитраторе. Объем ОСУА составляет 0,6 м^3 на тонну тяжелых металлов отработавшего топлива. Впоследствии эти концентраты могут быть смешаны с цементом и загружены в барабаны, которые после охлаждения закрываются крышками. Некоторые преимущества по сравнению с цементацией имеет битуминизация отходов, позволяющая уменьшить объем отвержденного продукта.

Органические растворы ОСУА обрабатываются фосфорной кислотой, которая позволяет провести очистку керосина для его повторного использования. Остающиеся после обработки органические отходы смешиваются с гранулированным пластиком. Образующийся при этом гомогенизированный раствор заливается в барабаны и герметизируется.

7.5.1.4. Обработка других отходов

Твердые отходы низкой удельной активности (ОНУА) концентрируются посредством прессования и прокаливания, жидкие – в основном

выпариванием. Сконцентрированные отходы цементируются или битумизируются, загружаются в барабаны и герметизируются.

Отделенный ^{85}Kr закачивается в стальные баллоны вместимостью 50 л. Криптоновые баллоны помещаются в специальные шахты криптонового хранилища. В каждую шахту могут быть установлены друг на друга четыре баллона. Баллоны охлаждаются воздухом.

Первоначальное концентрирование трития происходит непосредственно в пурекс-процессе. Для окончательного хранения вода с высоким содержанием трития может быть закачана либо в баки, либо в изолированные геологические формации. Эти мероприятия позволяют изолировать тритий от биосферы на достаточно длительный период времени по сравнению с его периодом полураспада, равным 12,4 года.

7.5.1.5. Объемы отходов переработки топлива, предназначенных для хранения

Ниже приведены объемы обработанных отходов после переработки топлива LWR по технологической схеме, описанной в пп. 7.2.1. Данные отнесены к 1 ГВт · год выработанной электроэнергии.

Остеклованные ОВУА*:	
объем, м^3	5
количество канистр типа А	29
Конструкционные материалы, нерастворимые осадки:	
объем, м^3	22
количество канистр типа В	33
Благородные газы:	
количество газовых баллонов	17
ОСУА и отходы эксплуатации АЭС:	
объем, м^3	27
количество барабанов без радиационной защиты	54
количество барабанов с радиационной защитой	83
ОНУА:	
объем, м^3	25
количество барабанов без радиационной защиты	113
количество барабанов с радиационной защитой	13

* В технической литературе имеются данные о высокоактивных отходах, вдвое меньших по объему и числу канистр.

При этом предполагается следующее:

остеклованные ОВУА хранятся в стальных канистрах внутренним диаметром 30 см, длиной примерно 3 м и толщиной стенок 1 см (канистра типа А, объем 0,18 м^3);

оболочки твэлов и нерастворимые осадки помещаются в канистры внутренним диаметром 86 см, длиной 115 см и толщиной стенок 2,5 см (канистра типа В, объем 0,67 м^3);

криптон содержится в стальных баллонах объемом 50 л при давлении 5 МПа;

обработанные ОСУА и ОНУА помещаются в барабаны внутренним диаметром 53 см, длиной 87 см и толщиной стенок 0,17 см. Барабаны могут иметь радиационную защиту. Толщина защиты 20 см.

7.5.2. Радиоактивные отходы при переработке уран-ториевого топлива

Твердые ОВУА в основном в виде конструкционных материалов прессуются и хранятся, как описано в п. 7.5.1. Жидкие ОВУА представляют собой в основном водные отходы из первой экстракционной колонны, содержащие продукты деления, небольшое количество актинидов и значительное количество растворенного алюминия и фторидов. Эти отходы должны концентрироваться и после кальцинации переводиться в смесь устойчивых оксидов. Отходы средней и низкой удельной активности содержат отфильтрованные осадки и пр., и должны обрабатываться также в соответствии с описанием, приведенным в п. 7.5.1.

Объемы отходов от переработки уран-ториевого топлива приведены в табл. 7.3. Данные можно сравнить с соответствующими данными по отходам переработки уран-плутониевого топлива.

7.5.3. Радиоактивные отходы при переработке уран-плутониевого топлива LMFBR

Основная часть отходов топливного цикла LMFBR образуется на перерабатывающем заводе. Жидкие ОВУА, содержащие продукты деления и актиниды, обладают примерно такой же удельной активностью, как и жидкие ОВУА топливного цикла LWR. Соответственно обработка этих отходов, их хранение и остекловывание аналогичны обработке отходов LWR (см. п. 7.5.1). Обработка твердых высоко- и низкоактивных отходов также идентична описанному выше. Объемы отходов уран-плутониевого цикла LMFBR приведены в табл. 7.3.

7.5.4. Отходы на других этапах топливного цикла

Помимо отходов при переработке и производстве вторичного топлива рассмотрена возможность образования отходов и на других этапах топливного цикла, а именно: при добыче урана или тория, при химической переработке, обогащении, изготовлении твэлов и в процессе эксплуатации АЭС (см. табл. 7.3).

7.5.4.1. Отходы при переработке урановой руды

"Хвостами" гидрометаллургической переработки урановой руды являются осадки, появляющиеся в результате некоторых химических процессов. Хотя в этих осадках может присутствовать лишь природный уран или торий, однако они также должны быть тщательно обработаны. Существует потенциальная опасность выхода в биосферу радиоактивных нуклидов цепочек распада ^{238}U и ^{232}Th. Из них наиболее важен ^{226}Ra (период полураспада 1600 лет), так как он может попадать в организм человека вместе с питьевой водой, а также через дыхательные пути в виде газообразного дочернего нуклида ^{226}Rn (период полураспада 3,8 сут). Значительную роль при этом играет также ^{230}Th, являющийся предшественником ^{226}Ra.

Обращение с ториевыми "хвостами" представляет меньшую проблему. Продукты распада ^{232}Th, такие, как ^{228}Ra (период полураспада

Таблица 7.3. **Распределение отходов по упаковкам для различных реакторов и топливных циклов (МОЯТЦ)**

Источник отходов	Тип упаковки	Количество упаковок						
		LWR		FBR	HWR			HTR
		Открытый цикл	U–Pu-цикл	U–Pu-цикл	Открытый цикл	U–Pu-цикл	U–Th-рециклинг	U–Th-рециклинг
Предприятия по очистке, конверсии, обогащению урана	Барабан без радиационной защиты	365	220	18	120	50	20	115
Предприятия по изготовлению твэлов	Барабаны с радиационной защитой	200	285	318	500	750	1200	175
АЭС	Барабаны без защиты*[1]	–	–	–	–	–	–	–
	Барабаны с защитой*[2]	–	–	–	–	–	–	–
	Канистры типа B*[3]	3	10	7	–	–	–	8
Хранилища отработавшего топлива (без переработки)	Барабаны с защитой*[4]	45	–	–	80	–	–	–
	Канистры для PWR*[5]	53	–	–	–	–	–	–
	Канистры для BWR*[6]	22	–	–	–	–	–	–
	Канистры для HWR*[7]	–	–	–	132	–	–	–
Предприятия по переработке топлива	Барабаны без защиты*[8]	–	320	200	–	750	1070	3470
	Барабаны с защитой	–	110	70	–	240	380	43
	Канистры типа B	–	22	86	–	31	49	–
	Канистры типа A*[9]	–	29	23	–	29	30	28
	Газовые баллоны*[10]	–	17	17	–	17	18	18

*[1] Около 1800 по реакторам всех типов.
*[2] Около 600 по реакторам всех типов.
*[3] Объем 0,67 $м^3$, внутренний диаметр 86, длина 115 см.
*[4] Объем 0,2 $м^3$, внутренний диаметр 53, высота 87 см.
*[5] Содержит одну отработавшую ТВС PWR.
*[6] Содержит три отработавших ТВС BWR.
*[7] Содержит 72 отработавших ТВС HWR.
*[8] Объем 0,2 $м^3$, внутренний диаметр 53, высота 87 см.
*[9] Стальная канистра, объем 0,18 $м^3$, внутренний диаметр 30 см, длина 3 м.
*[10] Объем 50 л.

5,9 года) и ^{228}Th (период полураспада 1,9 года), имеют довольно короткие времена жизни, чтобы оказать заметное влияние на биосферу.

7.5.4.2. Отходы при очистке, конверсии и обогащении урана

При получении соединений урана и конверсии U_3O_8 в UF_6 для обогатительного производства объемы отходов, содержащих природный уран, невелики. Отвалы обогатительного производства представляют собой гексафторид обедненного урана, который может быть преобразован в UO_2. Диоксид обедненного урана может быть использован в качестве воспроизводящего материала в FBR. В открытом топливном цикле диоксид обедненного урана относится к радиоактивным отходам и должен быть соответствующим образом обработан.

7.5.4.3. Отходы при изготовлении твэлов и эксплуатации АЭС

Отходы производства как уранового оксидного топлива различного обогащения, так и смешанного оксидного топлива должны быть обработаны для соответствующего хранения.

Радиоактивными отходами, связанными с эксплуатацией АЭС, являются, как правило, осадки в фильтрах и ионообменниках. Ремонт и техническое обслуживание оборудования первого контура и механических приводов органов СУЗ создают дополнительное количество радиоактивных отходов.

Оценки общего количества отходов, образующихся в процессе эксплуатации реакторной установки при использовании различных топливных циклов, приведены в табл. 7.3. Эти отходы упаковываются в барабаны, некоторые из которых имеют радиационную защиту, в газовые баллоны, канистры типа A и B, описанные в п. 7.5.1.5. Отработавшие ТВС, предназначенные для непосредственного захоронения, помещаются в канистры типа PWR, BWR или HWR (см. п. 7.6.2).

Из табл. 7.3 можно видеть, что количество криптоновых баллонов и канистр типа A с высокоактивными отходами примерно одинаково для всех реакторов, работающих на уран-плутониевом или торий-урановом топливе в замкнутых циклах. Количество канистр типа B с отходами от переработки топлива оказывается наибольшим (в 2 – 3 раза) для топливного цикла LMFBR. Однако для отходов от процессов конверсии урана топливный цикл LMFBR требует наименьшее число барабанов без радиационной защиты и не нуждается в них совсем для процессов обогащения урана, добычи и переработки руды.

7.6. ЗАХОРОНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

7.6.1. Захоронение отходов в глубоких геологических формациях

Обычно считается, что наиболее подходящие условия для захоронения отходов высокой удельной активности могут быть обеспечены в континентальных геологических формациях глубокого залегания. В таких геологических формациях не должно быть циркуляции грунтовых вод, они должны обладать высокой водонепроницаемостью и хорошей тепло-

Таблица 7.4. **Национальные программы исследований по определению местоположения захоронений ядерных отходов (Х. Рётмеер)**

Страна	Горная порода	Предполагаемые сроки исследований, годы	Год окончательного выбора
Бельгия	Глины	1975 – 1990	1990
Канада	Кристаллические породы вулканического происхождения (соли, известняк, сланцы)	1984 – 1987/89	–
Дания	Соли (купола)	1979 – 1982	–
ФРГ	То же	1979 – 1982	1977
Нидерланды	" "	1983	–
Швеция	Граниты и гнейсы	1990 – 2000	–
Швейцария	Граниты, гнейсы, глины, ангидриты	1981 – 1986	–
Великобритания	Граниты, глины (соли)	1976 – 1990	1995
США	Соли (Нью-Мехико)	1981	–
	Базальты (Станфорд)	1982	–
	Соль (купола) (побережье Мексиканского залива)	1982	1985
	Пласты	1983	–
	Туф (Невада)	1984	–
	Граниты	1984	–

проводностью. Почти идеально удовлетворяют этим требованиям толстые пласты каменной соли. Более того, соляные породы обладают высокой пластичностью, благодаря чему обеспечивается "самозатягивание" возникающих при захоронении щелей и полостей, а также равномерное распределение механических нагрузок по поверхности контейнеров с отходами. Для захоронения ядерных отходов рассматриваются также гранитные, гнейсовые и базальтовые формации, расположенные на глубине нескольких сот метров, а также глинистые пласты. Изучается использование для тех же целей участков тектонических стабильных толстых слоев осадочных пород на дне Атлантического и Тихого океанов.

Сбросы в океан отходов средней и низкой удельной активности проводились в США (в Тихий океан) и Великобритании (в Атлантический океан). После того как США в 1971 г. приостановили сброс отходов в океан, появилась тенденция к уменьшению загрязнения океана радиоактивными отходами. В Канаде, Франции, Великобритании, США и СССР имеется практический опыт захоронения отходов с α-активностью (средней и низкой удельной активностью) в специально выбранных и подготовленных подземных могильниках неглубокого залегания. Однако до настоящего времени не создано ни одного хранилища для высокоактивных отходов в глубоких геологических формациях. В табл. 7.4 приведены сроки выполнения исследований по определению планируемого местоположения таких хранилищ. Следует отметить, что в США и ФРГ имеется достаточный опыт захоронения в соляных пластах средне- и низкоактивных отходов и проводятся эксперименты по захоронению в соляных пластах высокоактивных отходов.

На рис. 7.12 представлена схема подземного захоронения ядерных отходов в соляных пластах. Могильник состоит из шахт, штреков и по-

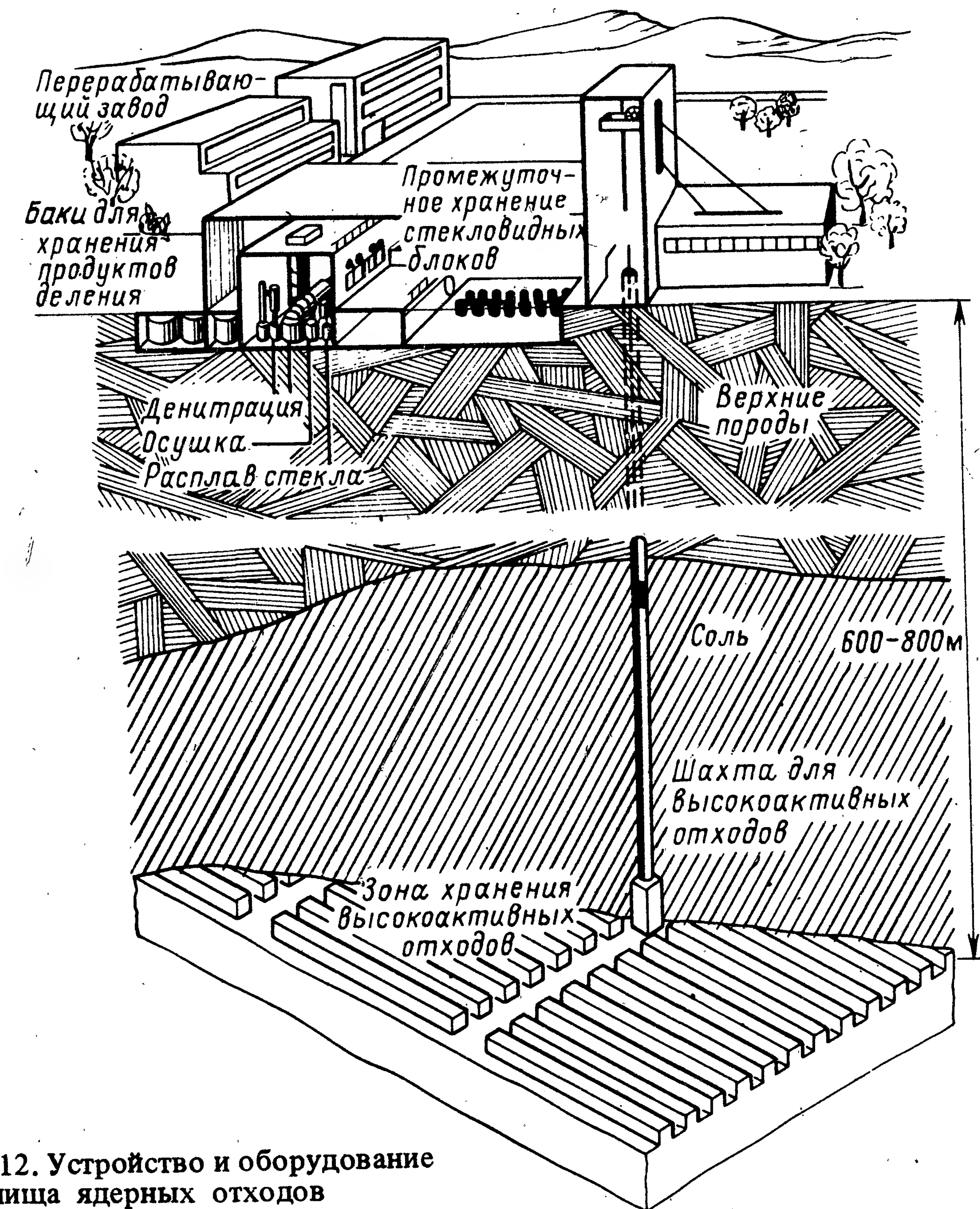


Рис. 7.12. Устройство и оборудование хранилища ядерных отходов

мещений для захоронений, сооружаемых в соляных породах на глубине не менее 600 м. В полу этих помещений бурятся шурфы для хранения канистр с ОВУА. Между шурфами необходимо выдерживать расстояние от 10 до 50 м. Причиной такого широкого разнесения канистр друг от друга является их тепловыделение. Отвод теплоты от канистр может быть осуществлен только за счет теплопроводности, и температура окружающих слоев соли не должна превышать допустимых значений, чтобы не нарушить прочностных свойств соляного пласта. На рис. 7.13 представлена доля в тепловыделении продуктов деления и актинидов, входящих в состав высокоактивных отходов, а также нерастворимых осадков, остатков оболочек твэлов и других конструкционных материалов, составляющих средне и низкоактивные отходы, в зависимости от времени их хранения. Нетрудно видеть, что через несколько сот лет тепловыделение от продуктов деления уменьшается на несколько порядков и основным источником теплоты становятся актиниды.

Установка канистр с ОВУА в шурфы осуществляется с помощью дистанционных манипуляторов. После этого оставшиеся полости в шурфах

13 — Зак. 1175

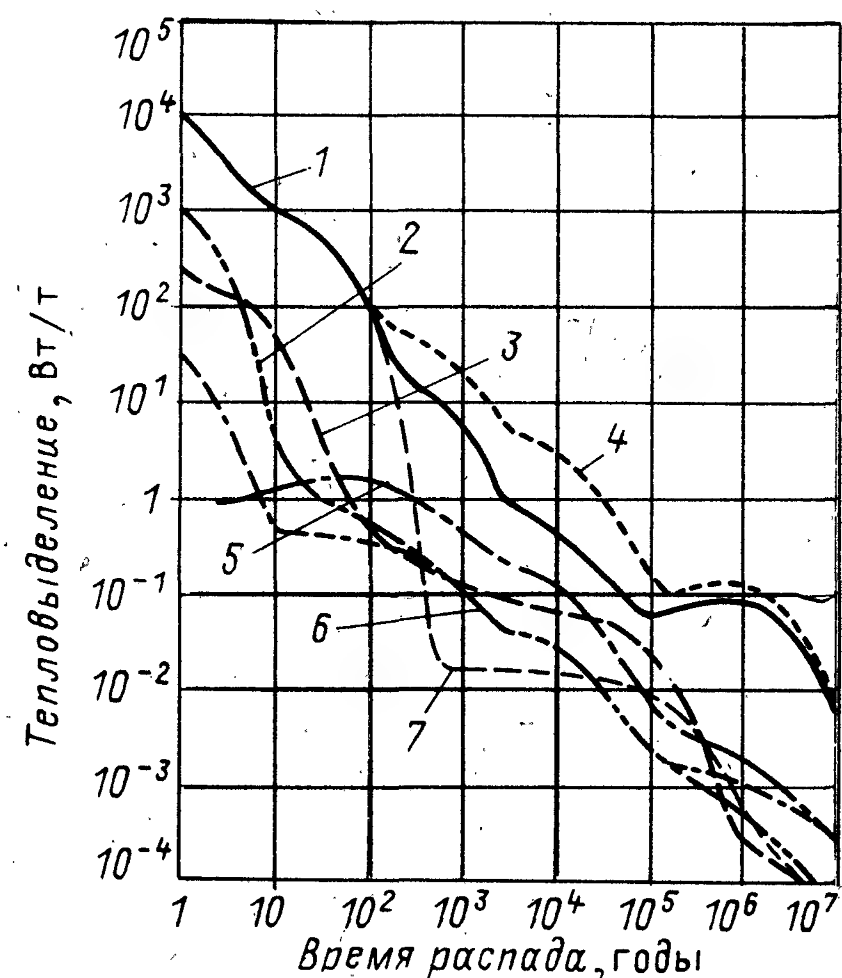


Рис. 7.13. Тепловыделение отходов конструкционных материалов, нерастворимых осадков, водных ОСУА и твердых ОНУА с α-активностью в сравнении с ОВУА:

1 – ОВУА; *2* – нерастворимые осадки; *3* – оболочки твэлов и другие конструкционные отходы; *4* – отходы переработки МОХ-топлива; *5* – ОНУА с α-активностью; *6* – ОСУА; *7* – продукты деления

заделываются солью или другими материалами. В каждый шурф может быть установлено до пяти канистр с умеренным тепловыделением. Барабаны с отходами средней и низкой удельной активности размещаются в отдельных помещениях соляного хранилища. После того как помещение оказывается загруженным необходимым количеством отходов, оно засыпается солью.

7.6.2. Непосредственное захоронение отработавших ТВС

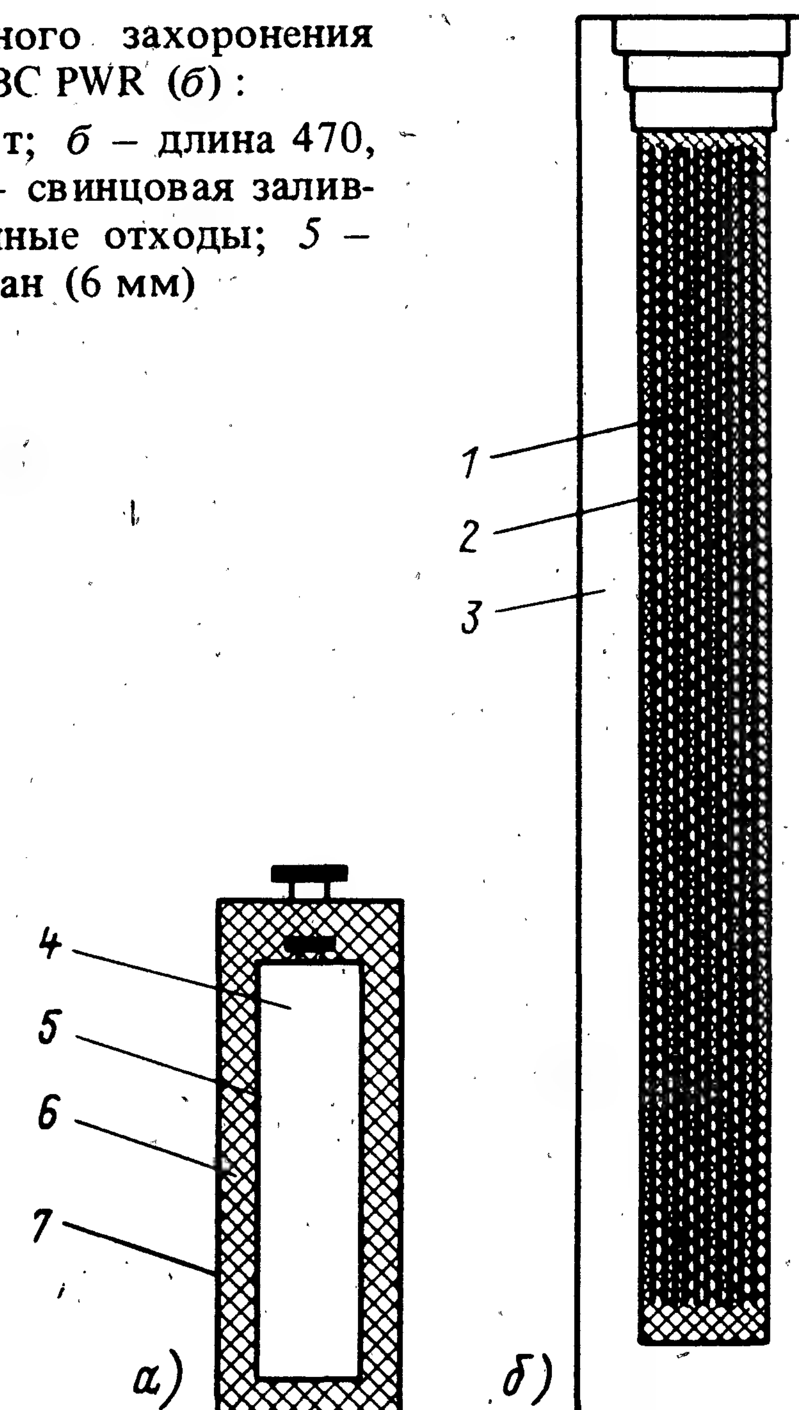
При использовании открытого топливного цикла отработавшее топливо без переработки отправляется на захоронение. В этом случае отработавшие ТВС после промежуточного хранения в течение нескольких лет переводятся в такие условия, при которых их сохранность обеспечивается на сотни лет. Эта концепция была предложена в Канаде, США и Швеции. Ее изучение проводилось также в ФРГ. Недостатком данной концепции является то, что уран (^{235}U и ^{238}U) и плутоний, содержащиеся в отработавших твэлах, изымаются из дальнейшего использования.

Отработавшие ТВС могут быть заключены в капсулы целиком, т. е. в том виде, в котором они поступили на промежуточное хранение. В этом случае капсулы будут содержать все топливо, т. е. актиниды и продукты деления, а также конструкционные материалы ТВС. Возможен другой вариант, когда ТВС проходят предварительную обработку в соответствии с предложением шведских специалистов. Это предложение состоит в том, что осуществляется разборка ТВС и после удаления несущих элементов и концевых деталей пучок твэлов скручивается для придания ему более компактной формы. После этого скрученные твэлы заключаются в капсулы. Затем капсулы помещаются в контейнеры для отходов и отправляются на захоронение. Стенки такого контейнера служат долговременным барьером, предохраняющим окружающую среду от проникновения радиоактивных продуктов даже при попадании воды в могильник.

В соответствии со шведской концепцией твэлы помещают в толстостенную медную канистру, полости которой заливаются свинцом. Медная

Рис. 7.14. Канистры для непосредственного захоронения остеклованных ОВУА (*а*) и отработавших ТВС PWR (*б*):

а – длина 180, диаметр 60 см, масса 7 т; *б* – длина 470, диаметр 80 см, масса 20 т; *1* – твэлы; *2* – свинцовая заливка; *3* – медь (200 мм); *4* – остеклованные отходы; *5* – сталь (3 мм); *6* – свинец (100 мм); *7* – титан (6 мм)



канистра имеет толщину стенок около 20 см. После заполнения канистра трижды закрывается крышками и заваривается. Толстостенная канистра устойчива к давлению и перемещению геологических пластов, а также к коррозии под действием грунтовых вод. Предполагается, что могильник должен размещаться в кристаллических формациях. При этом медные канистры должны помещаться в шурфы, удаленные на 6 м друг от друга. Шурфы окружаются уплотненными кольцами из бентонита, закрываются и засыпаются смесью бентонита и песка. Бентонитовый слой обладает очень низкой проницаемостью для грунтовых вод. Анализ безопасности показал, что при попадании грунтовых вод в хранилище герметичность медных контейнеров в результате коррозии нарушится только через 10^5 – 10^6 лет. Растворение топлива и просачивание различных радионуклидов сквозь слои горных пород на поверхность Земли после такого длительного периода привело бы к несущественному повышению уровня активности питьевой воды. Этот уровень оказался бы значительно меньше допустимого значения (см. пп. 7.6.3).

На рис. 7.14 показано схематическое устройство канистры для захоронения отработавшей ТВС PWR, которая сравнивается с контейнером для остеклованных ОВУА. Условия хранения отработавших ТВС требуют бо́льших объемов, чем в случае переработки и отверждения отходов. Более того, из сравнения приведенных на рис. 7.7 данных следует, что после распада продуктов деления уровень активности отработавших ТВС на порядок выше, чем остеклованных ОВУА. Кроме того, при осуществлении шведской концепции непосредственного захоронения отработавшего топлива потребуются весьма значительные расходы свинца и меди.

Исследования, проведенные в США и ФРГ, показали, что захоронение отработавших ТВС возможно в одностенных и двустенных стальных контейнерах. Двустенные стальные контейнеры снаружи покрываются слоем

из наиболее коррозионностойких материалов, какими являются, например, сплавы титана. Внутренние полости контейнеров после загрузки ТВС могут быть залиты свинцом, после чего контейнер заваривается. При хранении в соляных пластах каждый контейнер занимает собственный шурф. При этом расстояние между шурфами должно быть примерно 6 м. Шурфы засыпаются бентонитом или солью. После заполнения всех шурфов канистрами помещение хранилища заваливается солью.

При непосредственном захоронении отработавших ТВС потребуются существенно бо́льшие объемы хранилищ, чем при переработке топлива и остекловывании ОВУА. Сравнение полных объемов высокоактивных, среднеактивных и низкоактивных отходов в различных замкнутых топливных циклах с объемами непосредственного захоронения отработавшего топлива в открытых циклах дается в табл. 7.3.

7.6.3. Воздействие радиоактивных захоронений на безопасность и здоровье населения

Любые дискуссии о воздействии захоронений ядерных отходов на окружающую среду и здоровье людей в конечном итоге сводятся к проблемам прогнозирования и определения риска на очень длительные периоды с учетом трудно предсказуемых геологических процессов или других природных явлений в районе захоронений. Опасность для окружающей среды может возникнуть только в том случае, если окажутся разрушенными все предохранительные барьеры, изолирующие ядерные отходы. Начало этому может положить нарушение целостности геологической структуры в местах захоронений. Детальное рассмотрение потенциальной опасности разрушения геологической структуры вследствие тектонической и вулканической активности, опускания земной поверхности, падения метеоритов, ядерных взрывов и выделения радиоактивных материалов из закрытых могильников в результате диверсии или ошибочного бурения было выполнено Группой по изучению ядерных топливных циклов и обращения с отходами Американского физического общества и другими исследовательскими группами. Было показано, что ни одна из указанных причин не может привести к разрушению геологической структуры за интересующий период времени. Иными словами, риск может быть уменьшен до очень низкого уровня соответствующим выбором местоположения могильника. В соответствии с этим движение грунтовых вод, процесс почти повсеместный, следует рассматривать только как средство переноса радионуклидов из могильника в биосферу.

Разломы или трещины в соляных или скальных породах могут способствовать перемещению грунтовых вод к месту захоронения отходов. Если эти воды достигают биосферы, существует опасность попадания радиоактивных продуктов в питьевую воду. На основании теоретической модели и экспериментальных данных рассматривался гипотетический случай попадания воды в соляной могильник с последующим выщелачиванием отходов и переносом радионуклидов подземными водами в окружающую среду. В этом случае стенки канистры, окружающие стекловидный блок, были бы первым барьером против разрушающего действия соляного раствора.

Если использовать многослойные (сталь—свинец—титан) канистры, то процесс корродирования стенок занял бы 500 – 1000 лет. За это время стронций и цезий распадутся. После разрушения стенок канистры и выщелачивания стекловидного блока радионуклиды могут попасть в грунтовые воды. Обычно скорость выщелачивания составляет 10^{-9} – 10^{-11} кг/(м^2 · с). Такая скорость выщелачивания привела бы к полному разрушению стекловидного блока примерно за 10 000 лет. Последующая транспортировка радионуклидов водой определяется в основном процессами конвекции и распространения их на значительную территорию. Конвекция влияет на скорость перемещения грунтовых вод. Процесс распространения грунтовых вод на ту или иную область зависит от диффузионных свойств и растворимости соответствующих горных пород. Следует принимать во внимание также такие процессы, как ионный обмен, коллоидная фильтрация, обратимое осаждение и необратимая минерализация. Некоторые радионуклиды очень сильно адсорбируются в скальных или соляных породах, другие, такие, как йод и технеций, не адсорбируются совсем. Моделирование этих процессов для соляного могильника показало, что время распространения радионуклидов и достижения ими биосферы заняло бы порядка миллиона лет. За это время большинство нуклидов распадется, и уровень активности питьевой воды будет ниже максимально допустимого значения.

Неопределенность используемых для анализа параметров и несовершенство самой модели не могут ставить под сомнение достоверность полученных результатов. Поэтому такого рода исследования активно продолжаются. Тем более что вероятность принятого для рассмотрения такого гипотетического события, как внедрение воды в геологическую формацию, крайне мала. Она оценивается как один случай за миллион лет.

8. ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И ОЦЕНКА РИСКА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

8.1. ВЫБРОСЫ РАДИОАКТИВНЫХ ПРОДУКТОВ В РЕЗУЛЬТАТЕ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС И ПРЕДПРИЯТИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

8.1.1. Выбросы и радиационное воздействие радиоактивных продуктов

При нормальной работе АЭС и предприятий ядерного топливного цикла скорость выброса радиоактивных продуктов в окружающую среду тщательно контролируется. Содержащиеся в воздухе радиоактивные нуклиды благородных газов криптона, ксенона, радона, трития, ^{14}C, а также присутствие аэрозолей топлива и продуктов деления определяют наличие ионизирующего излучения в воздухе. Жидкие радиоактивные выбросы, попадающие в реки, большие озера или океан, содержат тритий, продукты деления и другие вещества. Человек может подвергаться следующим воздействиям ионизирующего излучения (рис. 8.1):

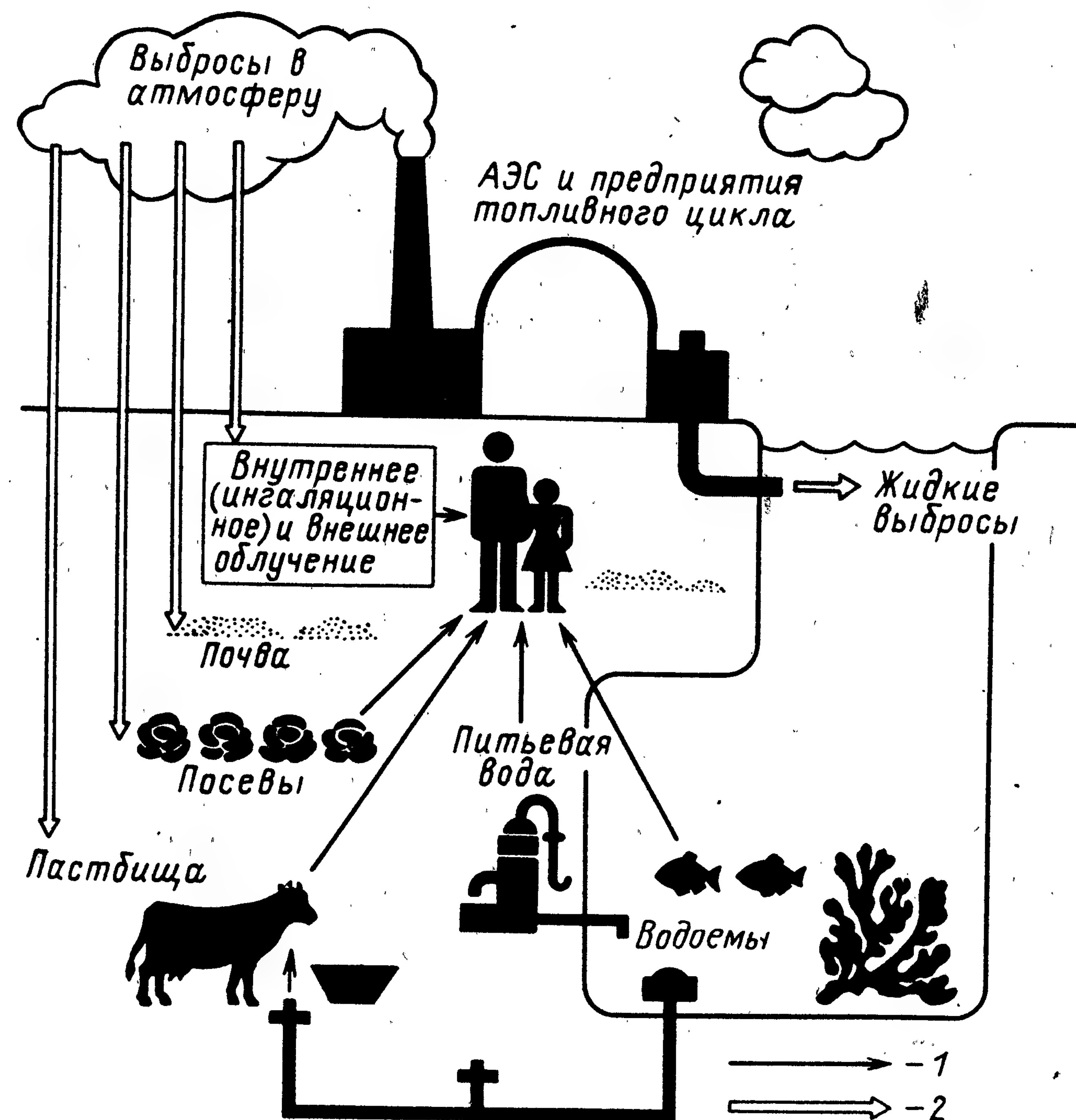


Рис. 8.1. Пути радиационного воздействия предприятий ядерной энергетики на человека (KFA):

1 – попадание радиоактивных веществ в организм человека; *2* – выпадение радиоактивных веществ

внешнему β- и γ-облучению при распаде газообразных радиоактивных нуклидов, содержащихся в атмосфере или в воде;

облучению при распаде осевших на землю радиоактивных аэрозольных частиц;

внутреннму облучению при вдыхании радиоактивных нуклидов (ингаляционному облучению);

внутреннему облучению в результате потребления загрязненной радиоактивными нуклидами пищи или воды.

Скорость и уровень выхода радиоактивных нуклидов в окружающую среду зависят от механизмов удержания этих нуклидов, которые, в свою очередь, определяются конструкцией защитных устройств технологического оборудования топливного цикла. Совокупность взаимосвязанных герметизированных объемов (так называемых барьеров безопасности с низким уровнем утечки) и другие технические меры позволяют обеспечить очень высокие коэффициенты удержания радиоактивных веществ, или что то же самое, низкие коэффициенты радиоактивных выбросов в окружающую среду.

Газообразные радионуклиды или аэрозоли, выходящие в окружающую среду непосредственно или под контролем через вентиляционную трубу, смешиваются с атмосферным воздухом и разбавляются в нем.

Степень разбавления зависит от высоты вентиляционной трубы, перемешиваемости воздушных слоев (атмосферных условий) и расстояния от АЭС и предприятий ядерного топливного цикла. Радионуклиды также выпадают на землю в виде сухих и мокрых осадков. Концентрация жидких радиоактивных выбросов зависит от степени разбавления их в воде, т. е. от количественного соотношения между выбросами и окружающей водой.

Различные радионуклиды могут проникать в организм человека различными путями и при этом оказывать на него различное радиологическое воздействие.

8.1.1.1. Основные радионуклиды и их воздействие на человека

8.1.1.1.1. Тритий, углерод-14 и криптон

Тритий (период полураспада 12,4 года) образуется в активной зоне реактора в результате тройного деления: в среднем примерно на 10^4 делений ^{235}U всего одно происходит с образованием трития. Приблизительно в 2 раза больше образуется трития при делении ^{239}Pu. Кроме того, тритий образуется в теплоносителе в результате захвата нейтронов ядрами дейтерия, содержащегося в воде в количестве 0,015%. Тритий также образуется при взаимодействии нейтронов с бором, входящим в состав органов регулирования. Из реакторов и установок по переработке топлива тритий выделяется или в виде содержащего тритий газа (НТ), или в виде содержащей тритий воды (НТО) и попадает в атмосферу, а возможно, в реки или озера. Газообразный тритий НТ очень скоро окисляется и переходит в НТО. В конечном счете любой утекающий самопроизвольно или сбрасываемый под контролем тритий оказывается в виде тритированной воды. В растениях и организмах животных устанавливается соотношение концентраций НТО и H_2O, близкое к существующему в окружающей среде. Радиационное воздействие трития является следствием потребления человеком продуктов питания и питьевой воды. Кроме того, НТО может попасть в организм человека при вдыхании, а также через кожный покров. При наличии трития весь человеческий организм подвергается воздействию β-излучения с максимальной энергией 18 кэВ.

^{14}C (период полураспада 5770 лет) образуется в активной зоне реактора в результате реакций (n, p) на ^{14}N, (n, α) на ^{17}O и (n, γ) на ^{13}C. Нуклид ^{14}C испускает β-излучение с максимальной энергией 16 кэВ. На перерабатывающих заводах при растворении топлива в азотной кислоте ^{14}C окисляется и переходит в $^{14}CO_2$. В растениях и животных соотношение концентраций $^{14}CO_2$ и $^{12}CO_2$ может быть очень близким к тому, которое существует в атмосфере. Действие ионизирующего излучения на человека обусловлено главным образом потреблением продуктов питания (молока, овощей, мяса). Ингаляционное облучение, а также внешнее облучение окружающей среды в случае ^{14}C играют второстепенную роль.

^{85}Kr (период полураспада 10,7 года) является продуктом деления. После разбавления он выпускается из установок топливного цикла непо-

средственно в атмосферу. Приблизительно 99,6% ядер ^{85}Kr распадаются с испусканием только β-излучения с максимальной энергией 0,67 МэВ и всего 0,4% ядер ^{85}Kr – с испусканием β-излучения с максимальной энергией 0,16 МэВ и сопутствующим γ-излучением с энергией 0,51 МэВ. Концентрация содержащегося в атмосфере ^{85}Kr не может быть уменьшена за счет осаждения или вымывания: ^{85}Kr практически нерастворим в воде. Радиологическое воздействие ^{85}Kr на человека происходит главным образом за счет облучения кожного покрова*. Вдыхание ^{85}Kr играет меньшую роль.

8.1.1.1.2. Радионуклиды йода

Образующиеся в реакторе короткоживущие радионуклиды йода ^{131}I (период полураспада 8 сут) и ^{133}I (период полураспада 20 ч) являются основными продуктами деления. На заводах по переработке топлива важным радионуклидом является ^{129}I (период полураспада $1,7 \cdot 10^7$ лет). Радионуклиды йода, выбрасываемые в атмосферу из реакторов, частично находятся в элементарной форме, а частично в виде органических соединений (метилиодиды). На перерабатывающих заводах утечка радионуклидов йода происходит при утечке воздуха. Содержащийся в атмосфере иод осаждается на овощах и травяном покрове. Если радиоактивный иод, содержащийся в сбрасываемых на ядерных предприятиях жидкостях, попадает в реки, озера и т. п., то это может привести к накоплению иода в рыбе или растениях. Пути проникновения в организм человека радиоактивного йода различны: вместе с вдыхаемым воздухом, при потреблении овощей, рыбы или молока. Поглощенный человеком йод концентрируется в основном в щитовидной железе. Радиоактивные нуклиды иода испускают как β-, так и γ-излучение.

8.1.1.1.3. Стронций и цезий

Продукт деления ^{90}Sr (период полураспада 29,1 года) может попасть в атмосферу вместе с воздухом, выбрасываемым на перерабатывающих заводах, а также может оказаться в реках в результате сброса жидких отходов. В организм человека ^{90}Sr проникает с пищей (молоко, овощи, рыба, мясо, питьевая вода). Подобно, кальцию, ^{90}Sr откладывается преимущественно в костных тканях, заключающих в себе жизненно важные кроветворные органы. Этим ^{90}Sr очень опасен для здоровья человека, поскольку биологическое время его выведения из организма равно примерно 18 годам, а дочерним продуктом распада ^{90}Sr является ^{90}Y (период полураспда 2,7 сут), испускающий β-излучение с максимальной энергией 2,3 МэВ.

Радиоактивный цезий содержится в газообразных и жидких отходах заводов по переработке топлива. Радиологическое воздействие цезия, как и ^{90}Sr, на человека связано с проникновением его в человеческий

* Накопление ^{85}Kr в атмосфере представляет также потенциальную опасность существенного изменения электропроводности воздуха, что может привести к глобальным экологическим последствиям. См., например: **Израэль Ю.А.** Экологический контроль состояния окружающей среды. Л.: Гидрометеоиздат, 1984. (*Прим. ред.*).

организм вместе с пищей. Для ^{134}Cs (период полураспада 2,1 года) и ^{137}Cs (период полураспада 30 лет) наряду с β-излучением характерным является также γ-излучение. В живых организмах цезий может в значительной степени замещать калий и подобно последнему распространяться по всему организму в виде высокорастворимых соединений.

8.1.1.1.4. Нуклиды плутония

Нуклиды плутония могут попасть в атмосферу в виде аэрозолей PuO_2 или $PuNO_3$ вместе с газовыми выбросами, а также оказаться в водоемах, попав туда вместе с жидкими сбросами. Основной интерес представляют следующие нуклиды плутония: ^{238}Pu (период полураспада 87,8 года); ^{239}Pu (24 100 лет); ^{240}Pu (650 лет); ^{241}Pu (14,4 года); ^{242}Pu ($3,9 \cdot 10^5$ лет). Наибольшую опасность для здоровья представляет вдыхание плутония, накапливающегося в легких. Кроме того, плутоний может попасть в организм при потреблении овощей, молока, мяса, рыбы и питьевой воды; при этом плутоний преимущественно откладывается в костных тканях.

8.1.1.1.5. Прочие радиологически существенные нуклиды

В процессе остекловывания высокоактивных отходов может произойти утечка летучих оксидов радионуклидов рутения, технеция, селена, теллура, сурьмы, а также высших актинидов, таких, как америций ^{241}Am (период полураспада 43,3 года), ^{243}Am (период полураспада 7380 лет) и кюрий ^{242}Cm (период полураспада 18,1 года). Актиниды могут проникнуть в человеческий организм теми же путями, что и плутоний; их радиологическое воздействие на человека приблизительно такое же, как у плутония.

8.1.1.2. Доза ионизирующего излучения

Мерой воздействия ионизирующего излучения на вещество является поглощенная доза – энергия, переданная излучением веществу. Специальной единицей поглощенной дозы является грей (Гр), определяемый как поглощение в 1 кг вещества энергии, равной 1 Дж:

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}.$$

Биологический эффект ионизирующего излучения определяется не только поглощенной дозой, но также энергией и типом излучения (γ-, β-, α-излучение, нейтроны). Для учета этих зависимостей введено понятие эквивалентной дозы, определяемой как произведение поглощенной дозы на коэффициент качества излучения. Специальной единицей эквивалентной дозы является зиверт (1 Зв = 100 бэр).

Коэффициент качества излучения является мерой зависимости неблагоприятных биологических последствий облучения человека от распределения поглощенной энергии. Для большинства γ- и β-радиоактивных продуктов деления коэффициент качества излучения может быть принят за единицу. Для тепловых нейтронов коэффициент качества равен 3, для быстрых нейтронов – 10, для α-частиц, испускаемых эмиттерами, нахо-

дящимися в определенных тканях организма, в соответствии с данными Международной комиссии по радиационной защите МКРЗ (выпуск 26, 1977 г.), коэффициент качества излучения принят равным 20 (прежнее значение 10).

Все люди подвергаются воздействию естественного фона излучения, которое включает в себя космическое излучение, излучение естественно распределенных природных радиоактивных веществ, находящихся на поверхности земли, в горных породах, в приземной атмосфере (внешнее облучение), а также излучение естественных радионуклидов и радиоактивных веществ, находящихся в продуктах питания, питьевой воде, попавших в человеческий организм (внутреннее облучение). В США среднее значение эквивалентной дозы, получаемой человеком в результате естественного фона излучения с учетом рентгеновского облучения при медицинском обслуживании, составляет 0,7 – 2,2 мЗв за год. Эта доза зависит от географического положения, высоты и т. п. В ФРГ соответствующее значение дозы естественного фона равно 1,1 мЗв/год.

8.1.1.3. Допустимые уровни радиационного воздействия

Международная комиссия по радиационной защите опубликовала рекомендации по допустимым уровням радиационного воздействия на человека в связи с работой ядерных установок. В этих рекомендациях проведено разграничение облучаемых лиц на категории, одна из которых включает в себя обслуживающий персонал ядерных установок, а другая– гражданское население. Национальные нормы радиационной безопасности устанавливают существенно более низкие предельные дозы для населения по сравнению с рекомендациями МКРЗ (табл. 8.1). В ФРГ, например, приведенные в табл. 8.1 предельные дозы распространяются на все установки ядерного топливного цикла; в США на АЭС руководствуются Федеральными нормами радиационной безопасности (CFR 50, Приложение 1), в то время как для остальных установок уранового топливного цикла предельные дозы регламентированы агентством EPA.

Для оценки дозы в районе действия ядерной установки четко определены расчетные методики. В опубликованном МКРЗ нормативном документе (выпуск 26, 1977 г.) рекомендуемые предельные дозы облуче-

Таблица 8.1. **Предельные дозы облучения населения при работе ядерных установок (естественный фон излучения и облучение при медицинском обслуживании не учитываются), мЗв/год**

Орган или ткань	МКРЗ (1966 г.)	ФРГ*[1]	США (EPA)
Все тело (включая гонады)	5,0	0,3	0,30
Щитовидная железа	30*[2]	1,80*[3]	0,75
Костная ткань	30	1,8	0,25
Кожный покров	30	1,8	0,25
Легкие	15	0,9	0,25

*[1] Для газообразных и жидких радиоактивных материалов.
*[2] Для детей моложе 16 лет 15 мЗв/год.
*[3] При вдыхании и глотании 0,9 мЗв/год.

ния получены исходя из концепции "эффективной дозы". В соответствии с этой новой концепцией значения эквивалентных доз для различных частей тела могут быть получены путем суммирования составляющих доз по отдельным компонентам излучения с учетом относительной чувствительности облученных органов и тканей к различным видам излучения.

Для уранового топливного цикла EPA установлены нормы радиоактивных выбросов, действующие с января 1983 г. Для энерговыработки 1 ГВт(эл.) в год при КИМ = 1 ограничения по радиоактивным выбросам следующие:

	Суммарная активность, Бк
^{239}Pu и другие трансурановые нуклиды– источники α-излучения с периодом полураспада больше 1 года	$\leqslant 1{,}85 \cdot 10^7$
^{85}Kr	$\leqslant 1{,}85 \cdot 10^{15}$
^{129}I	$\leqslant 1{,}85 \cdot 10^8$

Эти нормы распространяются на следующие стадии уранового топливного цикла: извлечение урана из руды и его обогащение, изготовление топлива из UO_2, его облучение в энергетических реакторах (например, в LWR) и переработка облученного топлива. Такие стадии топливного цикла, как добыча урановой руды и ее транспортировка, повторное использование неурановых материалов и побочных продуктов реакций, захоронение радиоактивных отходов, не попадают под действие указанных норм.

При разработке и эксплуатации ядерных установок необходимо руководствоваться не только утвержденными нормами, но также и известным принципом: поглощенные дозы должны быть настолько низки, насколько это разумно достижимо. Благодаря такому подходу практически на всех установках ядерного топливного цикла реальные радиоактивные выбросы ниже установленных ограничений.

8.1.2. Выбросы радионуклидов и радиационное воздействие на различных этапах топливного цикла

Ниже обсуждаются вопросы, связанные с радиоактивными выбросами и радиационным воздействием на наиболее важных стадиях ядерного топливного цикла. По результатам измерений и расчетов анализируются уровни облучения на урановых рудниках, заводах по извлечению, обогащению и производству топлива, на энергетических реакторах и перерабатывающих заводах при обработке радиоактивных отходов. Обсуждаются также вопросы перспективного использования в LWR и LMFBR плутония, извлеченного при переработке выгоревшего топлива.

8.1.2.1. Добыча урана и гидратация руды

8.1.2.1.1. Радиоактивные загрязнения при добыче и переработке урановой руды

Основными источниками радиоактивного загрязнения окружающей среды на урановых рудниках и заводах по переработке руды является радон и пылеобразные частицы, содержащие уран и продукты его распа-

Таблица 8.2. **Оцененные EPRI скорости радиоактивных выбросов на модели комплекса рудник – завод с открытой разработкой урана (значения выбросов ^{222}Rn на различных рудниках могут существенно различаться)**

Источник	Радионуклид	Скорость радиоактивного выброса	
		Бк/год	Бк/ [ГВт (эл.) · год]
Открытый рудник	^{222}Rn	$2,6 \cdot 10^{14}$	$4,1 \cdot 10^{13}$
Завод по переработке руды:			
рудная пыль	^{238}U и дочерние изотопы	$1,6 \cdot 10^{8}$ *1	$2,6 \cdot 10^{7}$ *1
урановый концентрат	^{238}U и ^{234}U	$3,3 \cdot 10^{9}$ *1	$5,2 \cdot 10^{8}$ *1
пыль*2	^{230}Th	$1,6 \cdot 10^{8}$	$2,6 \cdot 10^{7}$
	^{226}Ra	$6,7 \cdot 10^{7}$	$1,0 \cdot 10^{7}$
	^{222}Rn	$1,4 \cdot 10^{12}$	$2,2 \cdot 10^{11}$
Хвостохранилища	^{222}Rn	$5,4 \cdot 10^{13}$ *3 ($1,6 \cdot 10^{13}$)	$8,5 \cdot 10^{12}$ *3 ($2,4 \cdot 10^{12}$)
Комплекс после 20 лет работы (неактивный период)	^{222}Rn	$2,2 \cdot 10^{14}$ *3 ($6,4 \cdot 10^{13}$)	$3,5 \cdot 10^{13}$ *3 ($1,0 \cdot 10^{13}$)

*1 Для каждого нуклида.
*2 Эффективность пылеуловителя более 90%.
*3 Эти значения могут быть уменьшены приблизительно в 3 раза (до значений, приведенных в скобках) за счет покрытия хранилищ слоем песка толщиной 2,5 м.

да. За исключением радона все дочерние продукты урана являются твердыми веществами, испускающими α- и β-излучение в основном вместе с γ-излучением. Радон является благородным газом, который содержится в руде. При измельчении руды радон выходит в атмосферу. Вдыхание радона и других продуктов распада урана вызывает их проникновение в легкие. При открытых разработках урановых рудников радон непосредственно выходит в атмосферу. При закрытых подземных разработках урановой руды радон необходимо удалять принудительной вентиляцией шахты. После извлечения руды ее перед отправкой на дальнейшую переработку складируют в наземных хранилищах рудника, являющихся еще одним источником эмиссии радона. При переработке руды на гидрометаллургических заводах образуются отходы, которые накапливаются в так называемых хвостохранилищах, которые также, как и хранилища низкосортной руды, обычно укрывают слоем песка толщиной несколько метров, что в основном предотвращает дальнейшую утечку радона.

Для оценки радиационной безопасности исследовательский институт США EPRI в 1979 г. рассмотрел модель комплекса рудник–гидрометаллургический завод. Предполагалось, что рудник является карьером с площадью открытой поверхности 500 000 м^2 и производительностью 730 000 т руды в год. Производительность завода по U_3O_8 – 930 т/год

при среднем содержании урана в руде 0,2%. В табл. 8.2 приведены расчетные скорости выброса радиоактивных веществ на этой модели. Экспериментальные исследования, проведенные EPA и комиссией NRC (США), показали, что на урановых карьерах аналогичных размеров уровни выброса радона приблизительно такие же, как приведенные в табл. 8.2. Радиоактивные выбросы на хвостохранилищах в основном обусловлены утечкой радона. Открытые урановые рудники и хвостохранилища являются главными источниками радиоактивных выбросов из-за утечки радона, а выбросы от гидрометаллургического завода незначительны.

При подземной разработке уранового рудника выбросы радона составляют $2 \cdot 10^{14}$ Бк/ [ГВт (эл.) · год], что значительно выше, чем при открытой разработке. По-видимому, это вызвано принудительной вентиляцией шахты. В США приблизительно половина добываемой руды приходится на открытые разработки рудников.

8.1.2.1.2. Радиационное воздействие на урановых рудниках и заводах по переработке руды

Население, проживающее в окрестности эксплуатируемых урановых рудников и гидрометаллургических заводов, подвергается комплексному радиационному воздействию, обусловленному выбросами радиоактивных продуктов:

внешнему облучению радоном и находящейся в атмосфере радиоактивной пылью;

внутреннему облучению в результате вдыхания радона и пыли, а также в результате потребления загрязненных продуктов питания.

Используя данные по радиоактивным выбросам (табл. 8.2) и метеорологические данные, можно рассчитать поглощенные дозы на любом расстоянии от источника радиоактивности, т. е. от модели комплекса рудник–завод. В табл. 8.3 приведены расчетные годовые дозы облучения легких из-за выбросов радона урановым рудником. Дозы рассчитаны для населения, проживающего в пункте, расположенном на расстоянии 500 м от рудника в направлении, совпадающем с преимущественным направлением розы ветров. Значение доз даны в зивертах и в так называемых месячных рабочих уровнях облучения (WLM). Один WLM эквивалентен

Таблица 8.3. **Расчетные дозы облучения выбросами радиоактивного ^{222}Rn на урановом руднике**

Источник	Рабочий уровень облучения, WLM/год	Доза облучения легких*	
		мЗв/год	мкЗв [ГВт (эл.) · год]
Подземная разработка урановой руды	$7,2 \cdot 10^{-2}$	3,6	1,4
Открытая разработка урановой руды	$9,6 \cdot 10^{-3}$	0,48	0,1

* Один месячный рабочий уровень облучения (WLM) приблизительно эквивалентен дозе облучения легких 0,05 Зв.

5 мГр, что для дозы облучения легких составляет 0,05 Зв (при коэффициенте качества для α-излучения равном 10). В соответствии с новым нормативом (МКРЗ, выпуск 26) в этом случае коэффициент качества принят равным 20, т. е. один WLM эквивалентен 0,1 Зв. При анализе данных табл. 8.3 следует иметь в виду, что в соответствии с установленными EPA нормами для урановых рудников допустимая доза облучения, получаемая населением последовательно за 12 мес, составляет 4 WLM.

Данные табл. 8.3 для рудника с открытой разработкой соответствуют модели комплекса рудник–завод, производящего U_3O_8 в количестве, достаточном для производства энергии 4 – 5 ГВт(эл.) · год на АЭС с PWR, для рудника подземной разработки – 2 – 3 ГВт(эл.) · год также на АЭС с PWR. Из табл. 8.3 видно, что при подземной разработке рудника ввиду более высокого выброса радона индивидуальный риск выше, чем при открытой разработке.

8.1.2.2. Получение UF_6, обогащение и изготовление топлива

При конверсии U_3O_8 в UF_6 и последующем обогащении урана не возникает существенных радиологических воздействий на окружающую среду. При работе с UF_6 утечки газообразных продуктов пропускают через фильтры и влажные поглотители. В выбросах завода содержатся лишь следовые количества радиоактивных материалов. Твердые отходы производства, содержащие небольшие количества урана или тория, герметизируют и отправляют в специальное хранилище радиоактивных отходов.

На заводах по обогащению урана возможны утечки радионуклидов ^{234}U, ^{235}U и ^{238}U. Нуклид ^{234}U содержится в природном уране в количестве 0,0054%. По сравнению с другими установками ядерного топливного цикла обогатительные заводы характеризуются пренебрежимо малыми радиоактивными выбросами.

На заводах по производству уранового топлива обогащенный UF_6 химическим путем преобразуется в UO_2. Затем из порошка UO_2 формируют таблетки. Жидкие и газообразные отходы производства, содержащие радионуклиды ^{234}U, ^{235}U, ^{238}U и ^{234}Th, подвергают переработке и фильтрации. Данные по радиоактивным выбросам при производстве UF_6, обогащении урана и изготовлении уранового топлива приведены в табл. 8.4

Таблица 8.4. **Активность радиоактивных выбросов при производстве U_3O_8, обогащении урана и изготовлении топлива, Бк [ГВт (эл.) · год]**

Источник	Радионуклид	Газообразные выбросы	Жидкие выбросы
Завод по производству U_3O_8	Уран	$7{,}8 \cdot 10^7$	$2{,}2 \cdot 10^{10}$
	^{226}Ra	–	$1{,}7 \cdot 10^9$
	^{230}Th	–	$7{,}4 \cdot 10^8$
Завод по обогащению урана	^{234}U	$3{,}4 \cdot 10^7$	$1{,}0 \cdot 10^6$
	^{235}U	$1{,}0 \cdot 10^6$	$4{,}1 \cdot 10^4$
	^{238}U	$4{,}1 \cdot 10^6$	$8{,}9 \cdot 10^5$
Завод по производству твэлов	^{234}Th	$3{,}7 \cdot 10^6$	$8{,}9 \cdot 10^8$
	^{234}U	$3{,}0 \cdot 10^7$	$7{,}4 \cdot 10^9$
	^{235}U	$8{,}5 \cdot 10^5$	$1{,}9 \cdot 10^8$
	^{238}U	$3{,}7 \cdot 10^6$	$8{,}9 \cdot 10^8$

8.1.2.3. Атомные электростанции

8.1.2.3.1. Выбросы радиоактивных продуктов на АЭС

В выбросах радиоактивных продуктов на АЭС основную долю составляют продукты деления. Газообразные продукты деления, такие, как благородные газы (особенно криптон и ксенон) и тритий, могут поступать в теплоноситель в результате разгерметизации оболочек твэлов. Газообразные продукты могут улавливаться системой очистки теплоносителя первого контура или вместе с продуваемым газом пропускаться через систему угольных фильтров и затем через вентиляционную трубу выбрасываться в атмосферу. Выброс короткоживущих радионуклидов, таких, как ^{88}Kr (период полураспада 2,8 ч), может быть сведен к минимуму с помощью соответствующей выдержки газа в специальных газгольдерах для распада радиоактивных продуктов перед его выбросом в вентиляционную трубу.

Образующийся в активной зоне тритий мигрирует вдоль границ топливных гранул и выходит во внутренние полости твэла, заполненные газообразными продуктами деления. Циркалоевые оболочки твэлов LWR удерживают почти 60% выделяющегося трития. Более того, оксидная пленка, образующаяся на внешней поверхности циркалоевой оболочки, работает как диффузионный барьер для трития. В результате более 90% образующегося трития остается внутри твэлов LWR. Только при разрушении оболочки твэла выход трития в охлаждающую воду существенно увеличивается. Часть трития выбрасывается вместе с утечкой газов. В водоохлаждаемых реакторах большая часть трития, выходящего в теплоноситель, остается в нем в виде тритированной воды, которая постепенно сбрасывается с контролируемой скоростью. В стадии изучения находится усовершенствованный метод экстракции тритированной воды путем ее испарения и последующего сброса в специальные емкости для выдержки и распада радиоактивных продуктов. Поскольку период полураспада трития составляет приблизительно 12 лет, через 40 лет распадается около 90% исходного трития.

Помимо благородных радиоактивных газов и трития существенное радиологическое воздействие оказывают также такие элементы, как стронций, технеций, рутений, серебро, теллур, сурьма, йод, цезий, барий, лантан и церий. За исключением йода, цезия и рубидия у всех этих элементов летучесть очень небольшая. Поэтому все они могут попасть в теплоноситель первого контура практически только при разгерметизации оболочек твэлов и затем могут быть частично выброшены вместе с воздухом в вентиляционную трубу в виде аэрозолей. Нелетучие продукты деления могут попасть в состав жидких сбросов, только пройдя через систему очистки теплоносителя первого контура.

8.1.2.3.2. Выбросы радиоактивных продуктов из реакторов

В табл. 8.5 приведены данные по радиоактивным выбросам на типичном PWR. Эти данные получены в ФРГ по результатам измерений, проводившихся на таких реакторах в течение 1972 – 1979 гг. Основная часть трития выбрасывается вместе с жидкими выбросами (активность $1{,}5 \cdot 10^{13}$ Бк/[ГВт(эл.) · год]), тогда как лишь $1{,}67 \cdot 10^{12}$ Бк/[ГВт(эл.) × × год] приходится на тритий, удаляемый вместе с газообразными выбросами. Примерно $2 \cdot 10^{11}$ Бк/[ГВт(эл.) · год] приходится на радионуклид ^{14}C, удаляемый из реактора в виде диоксида углерода, метана и других углеводородов. Если оболочки твэлов сохраняют герметичность, то утечка образующегося в топливе нуклида ^{14}C возможна только на заводе по переработке топлива. Основной вклад в газообразные выбросы вносят ^{85}Kr ($5 \cdot 10^{13}$ Бк/[ГВт(эл.) · год]) и ^{133}Xe ($2{,}2 \cdot 10^{14}$ Бк/[ГВт(эл.) × × год]). Радионуклид ^{131}I добавляет примерно $1{,}85 \cdot 10^{9}$ Бк/[ГВт(эл.) × × год] к активности выбрасываемых в атмосферу газов и около $5{,}2 \times 10^{9}$ Бк/[ГВт(эл.) · год] – к активности жидких выбросов. Активность жидких выбросов выше из-за присутствия нуклидов ^{137}Cs и ^{134}Cs, активность которых приблизительно равна $3{,}3 \cdot 10^{10}$ и $12{,}2 \times 10^{10}$ Бк/[ГВт(эл.) · год] соответственно. Утечка ^{134}Cs и ^{137}Cs в вентиляционную трубу в виде аэрозолей вместе с воздухом относительно мала.

Таблица 8.5. **Выбросы радионуклидов на модели PWR (Центр ядерных исследований в Карлсруэ)**

Жидкие отходы	Активность, Бк/[ГВт(эл.) · год]	Газообразные отходы	Активность, Бк/[ГВт(эл.) · год]
^{3}H	$1{,}5 \cdot 10^{13}$	^{3}H	$1{,}7 \cdot 10^{12}$
^{51}Cr	$3{,}7 \cdot 10^{9}$	^{14}C	$2{,}0 \cdot 10^{11}$
^{54}Mn	$2{,}5 \cdot 10^{9}$	*Благородные газы*	
^{59}Fe	$3{,}2 \cdot 10^{7}$	^{41}Ar	$3{,}4 \cdot 10^{12}$
^{57}Co	$2{,}3 \cdot 10^{7}$	^{85}Kr	$4{,}8 \cdot 10^{13}$
^{58}Co	$2{,}7 \cdot 10^{10}$	^{85m}Kr	$1{,}8 \cdot 10^{13}$
^{60}Co	$2{,}2 \cdot 10^{10}$	^{87}Kr	$6{,}7 \cdot 10^{10}$
^{65}Zn	$1{,}4 \cdot 10^{7}$	^{88}Kr	$8{,}5 \cdot 10^{12}$
^{89}Sr	$3{,}6 \cdot 10^{8}$	^{89}Kr	$6{,}7 \cdot 10^{10}$
^{90}Sr	$1{,}7 \cdot 10^{8}$	^{131m}Xe	$1{,}8 \cdot 10^{11}$
^{95}Zr	$2{,}2 \cdot 10^{8}$	^{133}Xe	$2{,}2 \cdot 10^{14}$
^{95}Nb	$2{,}7 \cdot 10^{8}$	^{133m}Xe	$1{,}3 \cdot 10^{13}$
^{99}Mo	$1{,}6 \cdot 10^{8}$	^{135}Xe	$3{,}1 \cdot 10^{13}$
^{103}Ru	$2{,}6 \cdot 10^{8}$	^{135m}Xe	$6{,}7 \cdot 10^{10}$
^{106}Ru	$1{,}3 \cdot 10^{8}$	^{137}Xe	$6{,}7 \cdot 10^{10}$
^{110m}Ag	$1{,}1 \cdot 10^{9}$	^{138}Xe	$6{,}7 \cdot 10^{10}$
^{124}Sb	$3{,}4 \cdot 10^{9}$	*Аэрозоли*	
^{125}Sb	$6{,}7 \cdot 10^{7}$	^{51}Cr	$6{,}3 \cdot 10^{7}$
^{123m}Te	$7{,}8 \cdot 10^{7}$	^{54}Mn	$3{,}5 \cdot 10^{7}$
^{131}I	$5{,}2 \cdot 10^{9}$	^{59}Fe	$1{,}2 \cdot 10^{7}$
^{134}Cs	$2{,}2 \cdot 10^{10}$	^{57}Co	$4{,}4 \cdot 10^{5}$
^{137}Cs	$3{,}4 \cdot 10^{10}$	^{58}Co	$2{,}9 \cdot 10^{8}$
^{140}Ba	$2{,}7 \cdot 10^{10}$	^{60}Co	$4{,}8 \cdot 10^{8}$
^{140}La	$6{,}3 \cdot 10^{9}$	^{89}Sr	$1{,}5 \cdot 10^{6}$

Табл. 8.5 (продолжение)

Жидкие отходы	Активность, Бк/[ГВт(эл.) · год]	Газообразные отходы	Активность, Бк/[ГВт(эл.) · год]
^{141}Ce	$2{,}1 \cdot 10^{9}$	^{90}Sr	$2{,}4 \cdot 10^{5}$
^{144}Ce	$9{,}2 \cdot 10^{8}$	^{95}Nb	$2{,}8 \cdot 10^{7}$
Нуклиды: урана, нептуния, плутония, америция, кюрия	$7{,}4 \cdot 10^{3}$	^{95}Zr	$2{,}6 \cdot 10^{7}$
		^{103}Ru	$3{,}1 \cdot 10^{7}$
		^{106}Ru	$1{,}2 \cdot 10^{6}$
		^{110m}Ag	$8{,}1 \cdot 10^{7}$
		^{124}Sb	$4{,}8 \cdot 10^{7}$
		^{123m}Te	$2{,}8 \cdot 10^{7}$
		^{131}I	$1{,}7 \cdot 10^{9}$
		^{134}Cs	$2{,}1 \cdot 10^{7}$
		^{137}Cs	$6{,}3 \cdot 10^{7}$
		^{140}La	$6{,}7 \cdot 10^{6}$
		^{141}Ce	$1{,}3 \cdot 10^{6}$
		^{144}Ce	$1{,}7 \cdot 10^{7}$
		Нуклиды: урана, нептуния, плутония, америция, кюрия	$7{,}4 \cdot 10^{2}$

Другая группа радионуклидов – это радиоактивные продукты коррозии материалов активной зоны реактора и первого контура теплоносителя. Наиболее радиологически опасными нуклидами являются ^{95}Zr, ^{95}Nb и ^{99}Mo, которые частично выбрасываются вместе с воздухом через вентиляционную трубу, а частично – вместе с жидкими отходами. В первом контуре охлаждения в виде продуктов коррозии могут находиться также радиоактивные нуклиды ^{51}Cr, ^{54}Mn, ^{59}Fe, ^{57}Co, ^{58}Co и ^{60}Co. Поврежденные оболочки твэлов могут явиться причиной появления в газообразных и жидких выбросах следовых количеств топливных материалов (урана) и высших актинидов, таких, как нептуний, плутоний, америций и кюрий. Результирующая скорость выброса радионуклидов, содержащихся в газообразных и жидких отходах, равна $7{,}4 \times 10^{7}$ Бк/[ГВт(эл.) · год], что пренебрежимо мало по сравнению с другими радиоактивными выбросами.

8.1.2.3.3. Сравнение радиоактивных выбросов на реакторах PWR и BWR

Поскольку в реакторе BWR не используют борную кислоту для компенсации запаса реактивности на выгорание топлива, скорость образования трития при захвате нейтронов бором в активной зоне этих реакторов меньше, чем в PWR. Образующийся в активной зоне BWR пар непосредственно подается на турбину; поэтому при наличии негерметичных твэлов продукты деления, выходящие в контур теплоносителя, вместе с паром выносятся в турбину.

В реакторах BWR и PWR предусмотрены разные системы предварительной обработки радиоактивных газов и жидкостей перед сбросом их в окружающую среду. В результате активность выбросов трития на BWR меньше, чем на PWR, однако выброс благородных газов, наоборот, выше. Более высокая активность благородных газов в BWR связана в основном с наличием короткоживущих радионуклидов, таких, как ^{87}Kr (период полураспада 1,3 ч), ^{88}Kr (период полураспада 2,8 ч) и ^{133}Xe (период полураспада 5,3 сут). После распада этих нуклидов в атмосфере остается только ^{85}Kr. Ведутся работы по техническому усовершенствованию систем, позволяющих увеличить время выдержки благородных газов в пределах реактора BWR. Это может быть достигнуто, в частности, за счет низкотемпературного поглощения благородных газов углем или путем их сжижения.

8.1.2.3.4. Радиоактивные выбросы на реакторах LMFBR, CANDU и HTGR

Опыт работы реакторов – прототипов LMFBR ("Феникс", PFR и др.) и расчетные оценки показывают, что активности выбросов на реакторах LMFBR несколько ниже, чем на реакторах PWR. Тритий, диффундирующий сквозь стальные оболочки твэлов, химически связывается с натриевым теплоносителем. Другие негазообразные продукты деления, выходящие из дефектных твэлов, также взаимодействуют с натриевым теплоносителем и вместе с радиоактивными продуктами коррозии захватываются холодными ловушками системы очистки натриевого контура, после чего удаляются в систему обработки твердых радиоактивных отходов.

Хотя реакторы LWR, CANDU и HTGR конструктивно существенно отличаются друг от друга, по активности выбросов при нормальной работе между этими реакторами нет больших различий. Активность выбросов на этих всех типах энергетических реакторов существенно ниже допустимых пределов, приведенных в п. 8.1.1. Все АЭС оборудованы приборами постоянного контроля газообразных и жидких радиоактивных выбросов. Информация о результатах измерения активности выбросов должна сообщаться национальным комитетам по защите окружающей среды или комитетам по ядерному регулированию, а также широким слоям населения, проявляющим интерес к этому вопросу.

8.1.2.3.5. Дозы облучения населения в результате радиоактивных выбросов АЭС

При расчете поглощенных доз предполагалось, что выбросы радиоактивных газов в окружающую среду осуществляются через вентиляционную трубу высотой 100 м. Предполагалось также, что жидкие радиоактивные отходы сбрасывают в контур охлаждения конденсатора турбины и разбавляют их в главном сбросном канале с расходом воды 250 м³/с. Приняв во внимание статистические данные о погодных условиях и различные пути облучения, можно определить радиационную обстановку в окружающей среде в районе АЭС. Расчеты поглощенных доз выполнялись по методикам и с константами, рекомендованными нормами радиа-

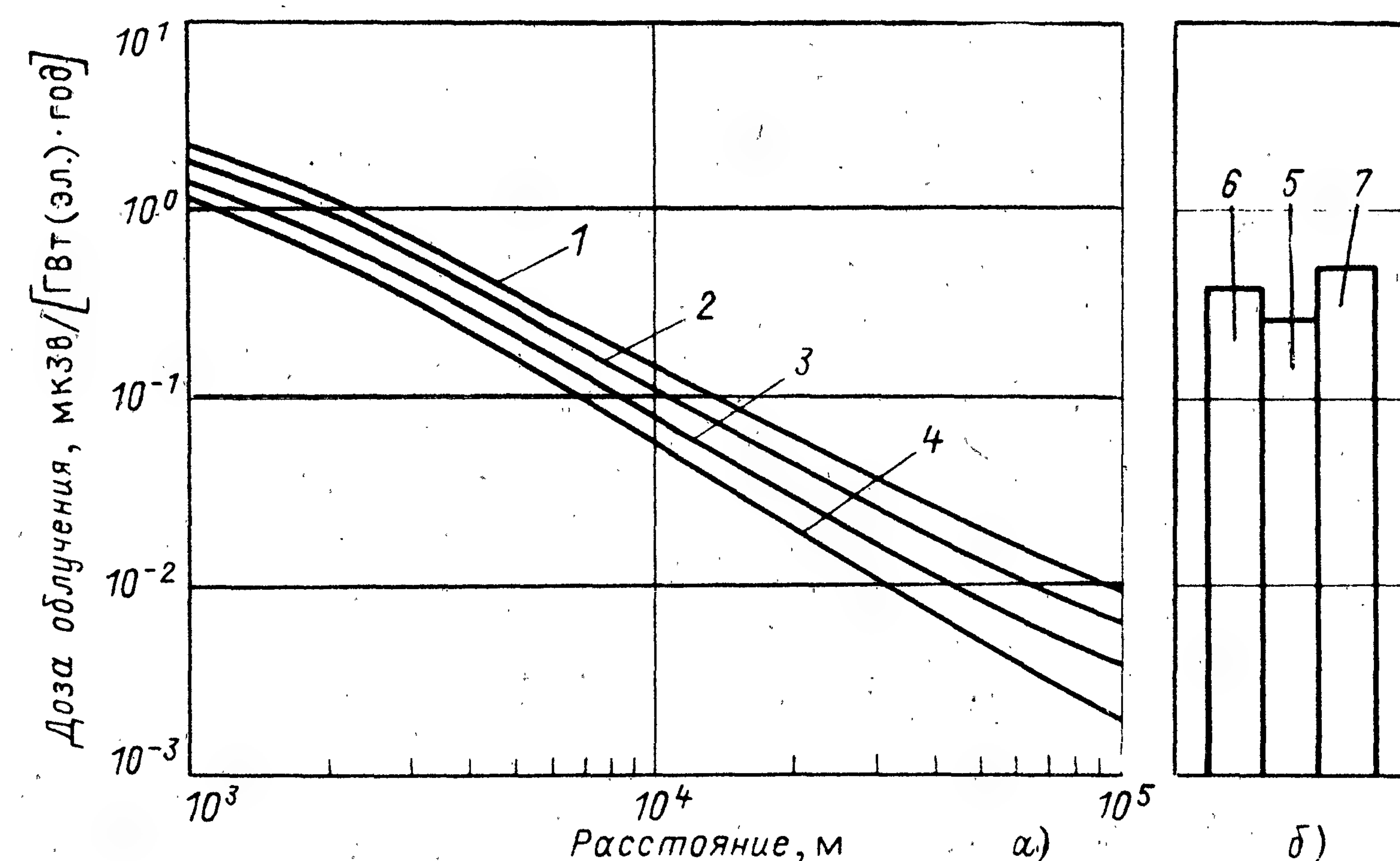


Рис. 8.2. Дозы облучения различных органов при работе реактора PWR мощностью 1 ГВт(эл.) (KfK) (метеорологические данные взяты для северной части ФРГ, высота вентиляционной трубы 100 м):

а – от газообразных выбросов; *б* – от жидких выбросов; *1* – щитовидная железа; *2* – кожный покров; *3* – костные ткани; *4* – весь организм; *5* – весь организм; *6* – костные ткани; *7* – щитовидная железа

ционной безопасности ФРГ. При расчетах считалось, что человек находится в данном месте в течение года, потребляет пищу и воду, производимую и добываемую тут же. На рис. 8.2 приведены дозы, получаемые различными органами человека при эксплуатации АЭС с PWR, отнесенные к производству 1 ГВт(эл.) · год. Для газообразных выбросов определялась также доза облучения кожного покрова. Показана зависимость дозы облучения от расстояния до АЭС в диапазоне 0 – 100 км. При расчете дозы, связанной с излучением почвы, и дозы, обусловленной потреблением пищи и воды, предполагалось, что период накопления радионуклидов в почве составляет 50 лет. Основной вклад в дозу облучения кожного покрова вносит β-излучение нуклидов ^{85}Kr, ^{131}Xe, ^{133}Xe, а γ-излучение почвы определяется в основном содержанием в ней нуклидов кобальта и цезия. Ингаляционные дозы лишь в незначительной степени определяются тритием и ^{14}C. Доза, связанная с потреблением пищи и воды, зависит главным образом от радионуклидов ^{14}C, трития, стронция и цезия. Доза, получаемая щитовидной железой, почти целиком определяется радионуклидом ^{131}I. Было показано, что в районе, непосредственно прилегающем к АЭС с PWR, максимальная доза, связанная с выбросом газообразных радиоактивных продуктов, приблизительно равна 2,2 мкЗв/год для щитовидной железы, 2 мкЗв/год для кожного покрова, 1,5 мкЗв/год для костных тканей и 1,2 мкЗв/год для организма в целом. С увеличением расстояния от АЭС дозы резко уменьшаются. На расстоянии 10 км доза приблизительно в 10 раз меньше, чем непосредственно на территории АЭС. Доза, определяемая жидкими радиоактивными сбросами АЭС с учетом воздействия на костную ткань, щитовидную железу и организм в целом, составляет менее 1 мкЗв/год.

Аналогичные расчеты радиационной обстановки в окружающей среде для модели АЭС с реактором LMFBR, выполненные при тех же предпосылках, показали, что при использовании LMFBR дозы даже несколько ниже, чем для АЭС с PWR. Это связано с упомянутой выше разницей активностей выбросов: в реакторе LMFBR выход почти всех радионуклидов ниже, чем в реакторе PWR.

Дозовые уровни на реакторах PWR или LMFBR существенно ниже допустимых пределов, регламентируемых нормами радиационной безопасности (см. п. 8.1.1). Это утверждение справедливо и для других типов реакторов (HWR, HTGR), что подтверждено результатами расчетов и измерений, аналогичных вышеприведенным.

8.1.2.4. Переработка облученного топлива и обработка радиоактивных отходов

На заводах по переработке топлива и обработке радиоактивных отходов (см. гл. 7) большинство радиоактивных веществ, высвобождаемых при расчехловке и растворении топлива, удерживается в пределах технологических установок с помощью различных технических устройств. Уровень радиоактивных выбросов в окружающую среду тщательно контролируется.

При расчехловке и растворении твэлов определенная доля трития вместе с газами выбрасывается в вентиляционную трубу. Другая часть трития удерживается стенками циркалоевой оболочки твэлов и вместе с ней отправляется в хранилище твердых отходов с высокой удельной активностью (ОВУА). Остальная часть трития остается в растворе азотной кислоты в виде тритированной воды. После удаления азотной кислоты оставшиеся жидкие отходы концентрируются путем выпаривания. На современных заводах по переработке топлива длительное хранение трития осуществляется в специальных баках. В качестве возможного хранилища жидких отходов с тритием могут быть использованы полости, расположенные на большой глубине, или колодцы.

В настоящее время в технологии обработки радиоактивных отходов заводов по регенерации топлива отсутствуют системы улавливания ^{14}C и благородных газов. Однако в будущем при использовании процессов низкотемпературной ректификации выбросы этих радионуклидов могут быть существенно уменьшены. Например, радионуклид ^{129}I улавливается фильтрами из азотнокислого серебра с эффективностью 99,9%.

В газообразных отходах перерабатывающих заводов в виде разбавленных аэрозолей присутствуют также следующие радионуклиды:

^{54}Mn, ^{55}Fe, ^{60}Co и ^{63}Ni, входящие в состав конструкционных материалов твэлов и активируемые при работе реакторов;

продукты деления, такие, как ^{99}Tc, ^{103}Ru, ^{106}Ru, ^{137}Cs и т. д.;

аэрозоли трансурановых элементов и топлива, такие, как нуклиды плутония, америция и кюрия.

Технологические процессы обработки радиоактивных отходов описаны в § 7.5. Ионизирующее излучение играет существенную роль, особенно в случае газообразных утечек из установок по остекловыванию радиоактивных ОВУА. Газообразные утечки из расплавов могут иметь температуру до 200 °С и содержать до 3% аэрозолей помимо паров воды и оксидов азота. Эти утечки проходят через влажные газоочистители, улавливающие четырехоксид рутения. Затем их пропускают через колонны, поглощающие оксиды азота, и через фильтры НЕРА для очистки воздуха от высокоактивных частиц, улавливающие аэрозоли рутения.

Все газообразные выбросы заводов по переработке и изготовлению топлива из регенерата и по обработке радиоактивных отходов пропускаются через фильтры НЕРА. Кроме того, применение нескольких защитных оболочек, так называемых защитных барьеров, с низкой скоростью утечки газа, а также хранение радиоактивных жидкостей и газов в баках или газгольдерах для выдержки и распада радиоактивных продуктов позволяют обеспечить высокие коэффициенты улавливания и, следовательно, низкие коэффициенты выхода радиоактивных продуктов. Коэффициент улавливания определяется как отношение удельной активности на входе в очистное устройство к удельной активности на выходе из этого устройства. Коэффициент выхода радиоактивных продуктов является величиной, обратной коэффициенту улавливания. Значения коэффициентов выхода для различных газообразных нуклидов и аэрозолей, используемые при изучении некоторых проектов комбинатов по переработке облученного топлива, приведены в табл. 8.6. Применение нескольких взаимосвязанных защитных барьеров и системы фильтров позволяет достичь значений коэффициентов улавливания равных 10^8 и даже 10^9, а коэффициентов выхода 10^{-8} или 10^{-9} соответственно для таких аэрозолей, как стронций, рутений, плутоний и трансурановые элементы. Низкотемпературная ректификация благородных газов, поглощение йода фильтрами азотнокислого серебра, а также концентрация и

Таблица 8.6. **Коэффициенты выхода радиоактивных продуктов на больших комбинатах по переработке облученного топлива**

Нуклид	WASH-1535*¹ (1975 г.)	DOE/ET-0028*¹, *² (1979 г.)	KfK-3266*², *³ (1982 г.)	KfK-3315*³, *⁴ (1982 г.)
Тритий	1	1	0,25	0,25
Углерод-14	–	10^{-2}	1	1
Благородные газы	10^{-2}	0,1	$5 \cdot 10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-2}$
Йод	10^{-4}	10^{-3}	10^{-2}	10^{-2}
Рутений	10^{-9}	$5 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^{-8}$	10^{-7}
Стронций	$2 \cdot 10^{-10}$	10^{-9}	$5 \cdot 10^{-9}$	10^{-8}
Цезий	$2 \cdot 10^{-10}$	10^{-9}	$5 \cdot 10^{-9}$	10^{-8}
Церий	$2 \cdot 10^{-10}$	10^{-9}	$5 \cdot 10^{-9}$	10^{-8}
Актиниды	$5 \cdot 10^{-10}$	10^{-9}	$5 \cdot 10^{-9}$	10^{-8}
Другие аэрозоли	–	10^{-9}	$5 \cdot 10^{-9}$	10^{-8}

*¹ Отчет США. См. список литературы.
*² Применимы ко всему комбинату.
*³ Отчет ФРГ. См. список литературы.
*⁴ Применим только к системе с газосодержащим раствором.

хранение тритированной воды могут быть применены для достижения требуемых значений коэффициентов выхода благородных газов, йода и трития. В установках по обработке радиоактивных отходов также могут быть использованы данные табл. 8.6.

8.1.2.4.1. Радиоактивные выбросы на комбинате по переработке облученного низкообогащенного топлива из UO_2 с последующей обработкой отходов

В табл. 8.7 приведены оценочные данные по массовым выходам радиоактивных нуклидов и по радиоактивным выбросам на условном (модель) комбинате по переработке выгружаемого из реакторов PWR топлива и обработке радиоактивных отходов. Топливом является UO_2 с низким обогащением урана. Радиоактивные газы и аэрозоли, образующиеся в различных установках регенерации и производства топлива, а также радиоактивные отходы обрабатывающего производства выбрасываются в атмосферу через вентиляционные трубы разной высоты. Активность хранилищ с поступившим на переработку облученным в LWR топливом зависит от доли дефектных твэлов, которая может составлять 0,1 – 1% их полного количества. Дефектные твэлы являются источниками утечек трития, ^{85}Kr и йода. Однако не это определяет радиационную обстановку на комбинате. Основные радиоактивные выбросы связаны с работой установок регенерации топлива и установок по обработке радиоактивных отходов. При этом наиболее существенный вклад в суммарную радио-

Таблица 8.7. **Радиоактивные выбросы при переработке оксидного топлива*¹, облученного в PWR, и при последующей обработке радиоактивных отходов**

Нуклиды	Коэффициент выхода	Удельный выход нуклида, г/т *³	Активность выбросов, Бк/ [ГВт (эл.) × × год]
Газообразные			
^{3}H*²	$2,5 \cdot 10^{-1}$	$1,49 \cdot 10^{-2}$	$4,11 \cdot 10^{13}$
^{14}C*²	$1,0 \cdot 10^{0}$	$7,15 \cdot 10^{-2}$	$3,63 \cdot 10^{11}$
^{54}Mn	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,19 \cdot 10^{-3}$	$2,81 \cdot 10^{5}$
^{55}Fe	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,77 \cdot 10^{0}$	$1,07 \cdot 10^{8}$
^{58}Co	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,28 \cdot 10^{-11}$	$4,62 \cdot 10^{-3}$
^{60}Co	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,35 \cdot 10^{1}$	$1,74 \cdot 10^{8}$
^{63}Ni	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,40 \cdot 10^{1}$	$2,39 \cdot 10^{7}$
^{85}Kr	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$1,70 \cdot 10^{1}$	$3,81 \cdot 10^{14}$
^{89}Sr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,75 \cdot 10^{-14}$	$5,81 \cdot 10^{-6}$
^{90}Sr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,16 \cdot 10^{2}$	$8,03 \cdot 10^{8}$
^{91}Y	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,34 \cdot 10^{-12}$	$9,32 \cdot 10^{-4}$
^{95}Zr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$7,47 \cdot 10^{-11}$	$1,83 \cdot 10^{-2}$
^{95}Nb	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$9,11 \cdot 10^{-11}$	$4,07 \cdot 10^{-2}$
^{99}Tc	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$8,54 \cdot 10^{2}$	$1,65 \cdot 10^{5}$
^{103}Ru	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$1,31 \cdot 10^{-18}$	$4,81 \cdot 10^{-9}$
^{106}Ru	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$1,34 \cdot 10^{0}$	$5,11 \cdot 10^{8}$
^{110m}Ag	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,39 \cdot 10^{-4}$	$2,91 \cdot 10^{4}$
^{125}Sb	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,65 \cdot 10^{0}$	$1,95 \cdot 10^{7}$
^{125m}Te	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,33 \cdot 10^{-2}$	$4,77 \cdot 10^{6}$
^{127m}Te	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,25 \cdot 10^{-7}$	$1,34 \cdot 10^{1}$
^{127}Te	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$4,39 \cdot 10^{-10}$	$1,32 \cdot 10^{1}$
^{129}I	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,91 \cdot 10^{2}$	$3,85 \cdot 10^{8}$
^{134}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,25 \cdot 10^{1}$	$1,81 \cdot 10^{8}$
^{137}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,14 \cdot 10^{3}$	$1,13 \cdot 10^{9}$
^{141}Ce	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,26 \cdot 10^{-22}$	$4,07 \cdot 10^{-14}$
^{144}Ce	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$7,80 \cdot 10^{-1}$	$2,83 \cdot 10^{7}$
^{238}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,49 \cdot 10^{2}$	$2,90 \cdot 10^{7}$
^{239}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,03 \cdot 10^{3}$	$3,56 \cdot 10^{6}$
^{240}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,38 \cdot 10^{3}$	$6,18 \cdot 10^{6}$
^{241}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$9,06 \cdot 10^{2}$	$1,06 \cdot 10^{9}$
^{239}Np	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$8,42 \cdot 10^{-5}$	$2,22 \cdot 10^{5}$
^{241}Am	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,94 \cdot 10^{2}$	$1,53 \cdot 10^{7}$
^{242}Am	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,09 \cdot 10^{-6}$	$4,70 \cdot 10^{4}$
^{242}Cm	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,29 \cdot 10^{-3}$	$4,88 \cdot 10^{4}$
^{243}Cm	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,87 \cdot 10^{-1}$	$1,68 \cdot 10^{5}$
^{244}Cm	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,74 \cdot 10^{1}$	$1,60 \cdot 10^{7}$
Жидкие			
^{3}H*²	$7,5 \cdot 10^{-1}$	–	$1,23 \cdot 10^{14}$
^{90}Sr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$8,03 \cdot 10^{8}$
^{106}Ru	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$5,11 \cdot 10^{7}$
^{134}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$1,81 \cdot 10^{8}$
^{137}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$1,13 \cdot 10^{9}$
^{238}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$2,90 \cdot 10^{7}$
^{239}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$3,56 \cdot 10^{6}$
^{240}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$6,18 \cdot 10^{6}$
^{241}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$1,06 \cdot 10^{9}$

*¹ Обогащение загружаемого в PWR топлива равно 3,5%, выгорание топлива 36 МВт · сут/кг, время выдержки 7 лет.

*² Выход только из топлива.

*³ Тяжелого металла.

активность вносят тритий, ^{85}Kr, ^{14}C, ^{129}I, ^{137}Cs, в меньшей степени другие β-активные продукты деления, а также α-активные уран, плутоний и другие аэрозоли трансурановых элементов. Производство уранового и смешанного оксидного топлива из регенерата характеризуется относительно небольшой активностью выбросов, которые в основном обусловлены аэрозолями урана и плутония.

Приведенные в табл. 8.7 значения коэффициентов выхода идентичны значениям коэффициентов, приведенным в крайнем правом столбце табл. 8.6. Предполагается, что 25% трития выходит в атмосферу, 75% растворяется в речной воде. При этом, однако, не принимается во внимание выход трития из удерживающих его систем в процессе сбора и хранения трития в баках или глубоких полостях геологических формаций. В том случае, если комбинат по переработке топлива и обработке радио-

активных отходов необходимо разместить на территории, где нет источ-ников воды (рек, океана), достаточных для разбавления трития до требуемых концентраций, доля выхода трития в атмосферу должна быть выше 25%, что принято при составлении табл. 8.7.

8.1.2.4.2. Оцененные радиоактивные выбросы на комбинате по переработке смешанного облученного топлива PuO_2/UO_2 с последующей обработкой отходов

Выше рассматривался комбинат по регенерации слабообогащенного урана, облученного в LWR. Здесь обсуждаются вопросы, связанные с радиационной безопасностью переработки облученного топлива, альтернативных топливных циклов с циркуляцией смешанного топлива PuO_2/UO_2. Это цикл с регенерацией и повторным использованием плутония (SGR), цикл с выжиганием плутония и топливный цикл LMFBR.

В табл. 8.8 приведены данные оценки по массовым выходам радиоактивных нуклидов и активности радиоактивных выбросов в окружающую среду при работе условного комбината, на котором осуществляются переработка и изготовление PuO_2/UO_2-топлива, а также обработка радиоактивных отходов. Эти данные рассчитаны для варианта переработки топлива, выгружаемого из реакторов PWR с топливным циклом SGR, и для варианта переработки топлива, выгружаемого из реактора LMFBR с PuO_2/UO_2 топливным циклом. Активность выбросов в случае топливного цикла с выжиганием плутония сравнима с активностью выбросов для топливного цикла реактора LMFBR и поэтому более детально не рассматривается.

Таблица 8.8. **Радиоактивные выбросы при переработке PuO_2/UO_2-топлива*[1], облученного в PWR и LMFBR, и при последующей обработке радиоактивных отходов**

Нуклиды	Коэффициент выхода	Топливо PWR с циклом SGR		Топливо LMFBR	
		Удельный выход нуклида, г/т*[2]	Активность, Бк/[ГВт (эл.) × × год]	Удельный выход нуклида, т/т*[2]	Активность, Бк/[ГВт (эл.) × × год]
Газообразные					
$^{3}H^{*3}$	$2,5 \cdot 10^{-1}$	$4,91 \cdot 10^{-2}$	$1,47 \cdot 10^{14}$	$7,24 \cdot 10^{-2}$	$2,07 \cdot 10^{14}$
$^{14}C^{*3}$	$1,0 \cdot 10^{0}$	$1,72 \cdot 10^{-2}$	$9,47 \cdot 10^{10}$	$6,99 \cdot 10^{-3}$	$3,68 \cdot 10^{10}$
^{54}Mn	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,76 \cdot 10^{-1}$	$1,69 \cdot 10^{7}$	$3,10 \cdot 10^{0}$	$2,84 \cdot 10^{8}$
^{55}Fe	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$7,97 \cdot 10^{0}$	$2,47 \cdot 10^{8}$	$1,69 \cdot 10^{1}$	$4,81 \cdot 10^{8}$
^{58}Co	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$9,79 \cdot 10^{-4}$	$3,88 \cdot 10^{5}$	$1,24 \cdot 10^{-2}$	$4,66 \cdot 10^{6}$
^{60}Co	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,02 \cdot 10^{1}$	$1,42 \cdot 10^{8}$	$4,58 \cdot 10^{-1}$	$6,14 \cdot 10^{6}$
^{63}Ni	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,15 \cdot 10^{1}$	$1,65 \cdot 10^{7}$	$1,80 \cdot 10^{0}$	$1,21 \cdot 10^{6}$
^{85}Kr	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$1,88 \cdot 10^{1}$	$4,89 \cdot 10^{14}$	$1,20 \cdot 10^{1}$	$2,78 \cdot 10^{14}$
^{89}Sr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,21 \cdot 10^{-3}$	$4,37 \cdot 10^{5}$	$1,07 \cdot 10^{-3}$	$3,68 \cdot 10^{5}$
^{90}Sr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$4,51 \cdot 10^{2}$	$7,62 \cdot 10^{8}$	$2,35 \cdot 10^{2}$	$3,88 \cdot 10^{8}$
^{91}Y	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$7,53 \cdot 10^{-3}$	$2,29 \cdot 10^{6}$	$6,73 \cdot 10^{-3}$	$1,95 \cdot 10^{6}$
^{95}Zr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,72 \cdot 10^{-2}$	$7,51 \cdot 10^{6}$	$2,84 \cdot 10^{-2}$	$7,21 \cdot 10^{6}$
^{95}Nb	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,43 \cdot 10^{-2}$	$1,72 \cdot 10^{7}$	$3,45 \cdot 10^{2}$	$1,78 \cdot 10^{7}$
^{99}Tc	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$7,78 \cdot 10^{2}$	$1,63 \cdot 10^{5}$	$6,75 \cdot 10^{-2}$	$1,37 \cdot 10^{5}$
^{103}Ru	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$1,40 \cdot 10^{-4}$	$5,59 \cdot 10^{5}$	$1,82 \cdot 10^{-4}$	$6,96 \cdot 10^{5}$
^{106}Ru	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$4,76 \cdot 10^{1}$	$1,97 \cdot 10^{10}$	$7,44 \cdot 10^{1}$	$2,76 \cdot 10^{10}$
^{110m}Ag	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,08 \cdot 10^{-1}$	$6,36 \cdot 10^{6}$	$2,02 \cdot 10^{-2}$	$1,13 \cdot 10^{6}$
^{125}Sb	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$6,40 \cdot 10^{0}$	$8,21 \cdot 10^{7}$	$1,19 \cdot 10^{1}$	$1,46 \cdot 10^{8}$
^{125m}Te	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$8,98 \cdot 10^{-2}$	$2,01 \cdot 10^{7}$	$1,67 \cdot 10^{-1}$	$3,55 \cdot 10^{7}$
^{127m}Te	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,50 \cdot 10^{-2}$	$1,76 \cdot 10^{6}$	$2,31 \cdot 10^{-2}$	$2,58 \cdot 10^{6}$

Табл. 8.8 (продолжение)

Нуклиды	Коэффициент выхода	Топливо PWR с циклом SGR		Топливо LMFBR	
		Удельный выход нуклида, г/т*[2]	Активность, Бк/[ГВт (эл.) × × год]	Удельный выход нуклида, т/т*[2]	Активность, Бк/[ГВт (эл.) × × год]
^{127}Te	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,27 \cdot 10^{-5}$	$1,72 \cdot 10^{6}$	$8,11 \cdot 10^{-5}$	$2,53 \cdot 10^{6}$
^{129}I	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$2,01 \cdot 10^{2}$	$4,40 \cdot 10^{8}$	$2,10 \cdot 10^{2}$	$4,40 \cdot 10^{8}$
^{134}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,83 \cdot 10^{1}$	$9,36 \cdot 10^{8}$	$8,88 \cdot 10^{0}$	$1,36 \cdot 10^{8}$
^{137}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,17 \cdot 10^{3}$	$1,26 \cdot 10^{9}$	$9,86 \cdot 10^{2}$	$1,01 \cdot 10^{9}$
^{141}Ce	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,01 \cdot 10^{-5}$	$3,56 \cdot 10^{3}$	$1,17 \cdot 10^{-5}$	$3,91 \cdot 10^{3}$
^{144}Ce	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,79 \cdot 10^{1}$	$1,92 \cdot 10^{9}$	$5,34 \cdot 10^{1}$	$2,01 \cdot 10^{9}$
^{238}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$4,37 \cdot 10^{2}$	$9,29 \cdot 10^{7}$	$1,17 \cdot 10^{3}$	$2,38 \cdot 10^{8}$
^{239}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$7,92 \cdot 10^{3}$	$6,10 \cdot 10^{6}$	$5,45 \cdot 10^{4}$	$3,96 \cdot 10^{7}$
^{240}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$5,19 \cdot 10^{3}$	$1,46 \cdot 10^{7}$	$1,96 \cdot 10^{4}$	$5,29 \cdot 10^{7}$
^{241}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,73 \cdot 10^{3}$	$3,48 \cdot 10^{9}$	$5,02 \cdot 10^{3}$	$5,92 \cdot 10^{9}$
^{239}Np	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$4,96 \cdot 10^{-4}$	$1,42 \cdot 10^{6}$	$4,08 \cdot 10^{-4}$	$1,12 \cdot 10^{6}$
^{241}Am	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$4,39 \cdot 10^{2}$	$1,87 \cdot 10^{7}$	$1,74 \cdot 10^{3}$	$7,07 \cdot 10^{7}$
^{242}Am	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$3,06 \cdot 10^{0}$	$3,68 \cdot 10^{5}$	$6,26 \cdot 10^{1}$	$7,21 \cdot 10^{6}$
^{242}Cm	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$2,07 \cdot 10^{0}$	$8,47 \cdot 10^{7}$	$5,11 \cdot 10^{0}$	$2,00 \cdot 10^{8}$
^{243}Cm	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,30 \cdot 10^{0}$	$8,36 \cdot 10^{5}$	$6,48 \cdot 10^{0}$	$3,77 \cdot 10^{6}$
^{244}Cm	$1,0 \cdot 10^{-8}$	$1,73 \cdot 10^{2}$	$1,74 \cdot 10^{8}$	$6,81 \cdot 10^{1}$	$6,51 \cdot 10^{7}$
Жидкие					
$^{3}H^{*2}$	$7,5 \cdot 10^{-1}$	–	$4,40 \cdot 10^{14}$	–	$6,22 \cdot 10^{14}$
^{90}Sr	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$7,62 \cdot 10^{8}$	–	$3,88 \cdot 10^{8}$
^{106}Ru	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$1,97 \cdot 10^{7}$	–	$2,95 \cdot 10^{9}$
^{134}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$9,36 \cdot 10^{8}$	–	$1,36 \cdot 10^{8}$
^{137}Cs	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$1,26 \cdot 10^{9}$	–	$1,01 \cdot 10^{9}$
^{238}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$9,29 \cdot 10^{7}$	–	$2,38 \cdot 10^{8}$
^{239}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$6,10 \cdot 10^{6}$	–	$3,96 \cdot 10^{7}$
^{240}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$1,46 \cdot 10^{7}$	–	$5,29 \cdot 10^{7}$
^{241}Pu	$1,0 \cdot 10^{-8}$	–	$3,48 \cdot 10^{9}$	–	$5,92 \cdot 10^{9}$

*[1] Топливо PWR: выгорание 33 МВт · сут/кг, время выдержки 2 года. Топливо LMFBR: выгорание (активная зона + зона воспроизводства), 28,5 МВт · сут/кг, время выдержки 2 года.

*[2] Тяжелого металла.

*[3] Выход только из топлива.

Как и при переработке низкообогащенного оксидного топлива (см. табл. 8.7), тритий, ^{85}Kr и ^{14}C вносят наибольший вклад в активность радиоактивных выбросов. При использовании топлива LMFBR за этими нуклидами следуют рутений, плутоний, церий, цезий, стронций, иод и кюрий. Сравнение составляющих активности выбросов при переработке

низкообогащенного оксидного топлива, выгружаемого из реакторов LWR, и PuO_2/UO_2-топлива, выгружаемого из реакторов LMFBR, показывает, что при одинаковых коэффициентах выхода при переработке UO_2 активность выбросов ^{90}Sr в 2 раза больше, чем при переработке смешанного топлива. С другой стороны, при переработке PuO_2/UO_2 активность выбросов плутония и трансурановых элементов в 2 раза превосходит активность выбросов при переработке топлива LWR. Данные табл. 8.8 получены при значениях коэффициентов выхода, приведенных в крайнем правом столбце табл. 8.6. Полагают, что эти значения коэффициентов выхода вполне достижимы при современном уровне технического развития. Усовершенствование технологии переработки несомненно приведет в будущем к тому, что значения коэффициентов выхода станут не выше приведенных во втором столбце табл. 8.6.

8.1.2.4.3. Радиационное воздействие комбината по переработке топлива и радиоактивных отходов

Для оценки уровня радиационного воздействия на окружающую среду модели комбината, в частности, предполагалось, что выброс радиоактивных газов в атмосферу осуществляется через трубу высотой 200 м. Приняв во внимание статистические данные по метеорологическим условиям и упомянутые ранее цепочки ионизирующих излучений, можно определить дозы облучения различных органов человека в любом месте окружающей среды. При этом могут быть использованы те же самые предположения, которые были сделаны при оценке радиационной обстановки на описанной выше модели энергетического реактора. На рис. 8.3 приведены дозы облучения отдельных органов человека и организма в целом

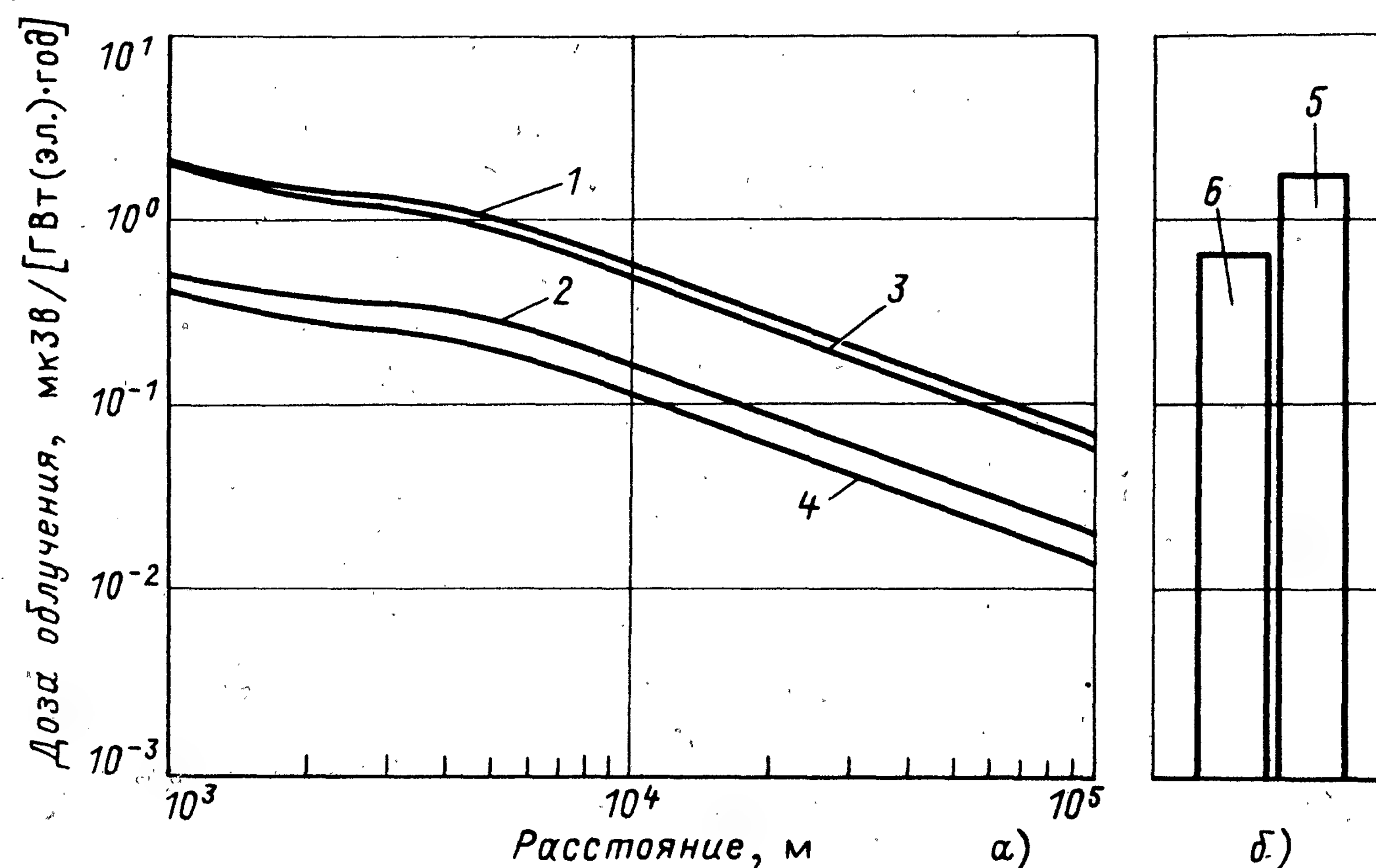


Рис. 8.3. Дозы облучения различных органов при переработке низкообогащенного топлива из UO_2 (KfK) (метеорологические данные взяты для северной части ФРГ, высота вентиляционной трубы 200 м):

а – от газообразных выбросов; *б* – от жидких выбросов; *1* – костные ткани; *2* – кожный покров; *3* – щитовидная железа; *4* – весь организм; *5* – весь организм, щитовидная железа; *6* – костные ткани

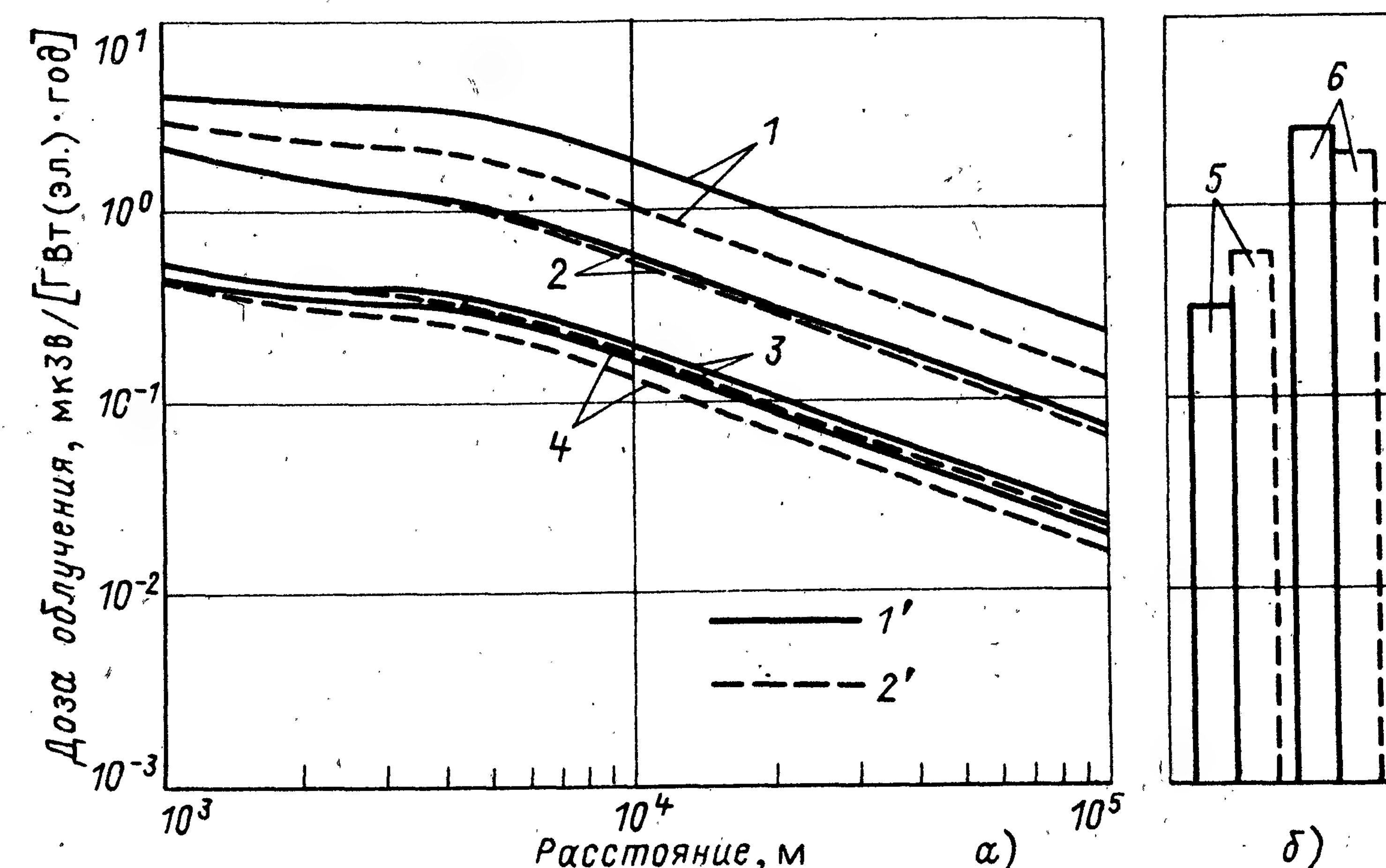


Рис. 8.4. Дозы облучения при переработке топлива PWR, работающих с циклом SGR, и топлива реакторов LMFBR (KfK) (метеорологические данные взяты для северной части ФРГ, высота вентиляционной трубы 200 м):

а – от газообразных выбросов; *б* – от жидких выбросов; *1* – костная ткань; *2* – щитовидная железа; *3* – кожный покров; *4* – весь организм; *5* – костная ткань; *6* – весь организм, щитовидная железа; *1'* – топливо LMFBR; *2'* – топливо PWR с циклом SGR

в зависимости от расстояния до комбината по переработке выгружаемого из LWR низкообогащенного оксидного топлива от газообразных и жидких радиоактивных выбросов комбината.

Поглощенные дозы от газовых выбросов максимальны для костных тканей и щитовидной железы и достигают приблизительно 2 мкЗв/[ГВт(эл.) · год] в непосредственной близости к комбинату. Соответствующие дозы, получаемые кожным покровом и организмом в целом, примерно в 4 – 5 раз ниже. Дозы от жидких сбросов составляют 2 мкЗв/(ГВт · год) для организма в целом и щитовидной железы и примерно в 2 раза ниже для костных тканей. Значения всех доз быстро уменьшаются с увеличением расстояния от перерабатывающего комбината.

На рис. 8.4 приведены аналогичные зависимости поглощенных доз при переработке топлива PWR, работающих с циклом SGR и топлива LMFBR. В непосредственной близости к комбинату дозы от газовых выбросов максимальны для костных тканей и щитовидной железы и составляют для обоих типов перерабатываемого топлива 3–4 мкЗв/(ГВт× × год). Доза для всего организма и доза для кожного покрова в 6–8 раз ниже. По сравнению с комбинатом по переработке низкообогащенного оксидного топлива в данном случае дозы для костных тканей от газовых выбросов в 1,5 – 2,0 раза выше, что обусловлено большим содержанием в воздухе выбросов плутония и трансурановых элементов. Вблизи комбината дозы от сбросов радиоактивных жидкостей для костных тканей ниже, а для щитовидной железы и всего организма примерно те же, что и при переработке топлива LWR.

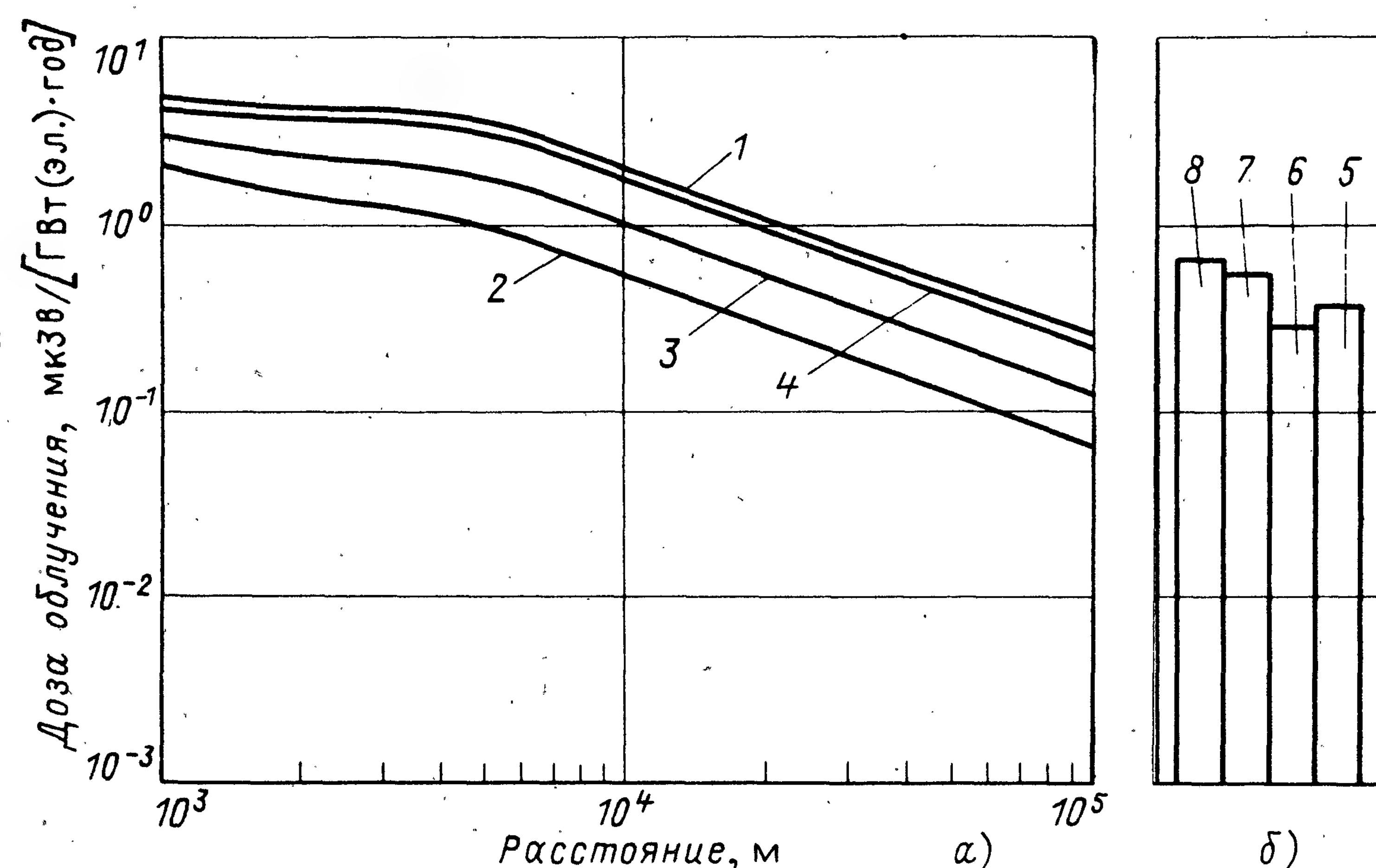


Рис. 8.5. Дозы облучения костных тканей при переработке топлива в различных замкнутых топливных циклах (KfK) (метеорологические данные взяты для северной части ФРГ, высота вентиляционной трубы 200 м):

а – от газообразных выбросов; *б* – от жидких выбросов; *1* – топливный цикл с выжиганием плутония в PWR; *2* – топливный цикл PWR на низкообогащенном уране; *3* – топливный цикл SGR реакторов PWR; *4* – топливный цикл LMFBR; *5* – топливный цикл с выжиганием плутония в PWR; *6* – топливный цикл LMFBR; *7* – топливный цикл SGR реакторов PWR; *8* – топливный цикл PWR с низкообогащенным ураном

Коммерческие комбинаты по переработке облученного оксидного топлива LWR (или топлива LWR, работающих с циклом SGR) суммарной мощностью 30 – 40 ГВт(эл.) должны иметь производительность примерно 4 т/сут (см. п. 7.2.1). В этом случае дозы облучения будут в 30 – 40 раз больше, чем показано на рис. 8.3 и 8.4 соответственно. Аналогично в случае комбината по переработке топлива реакторов LMFBR суммарной мощностью 10 ГВт(эл.) с производительностью 250 т/год (см. п. 7.4.2) уровни облучения будут в 10 раз выше, чем показано на рис. 8.4. Тем не менее даже в этих случаях дозы облучения остаются ниже допустимых пределов, регламентируемых нормами радиационной безопасности (см. п. 8.1.1).

Технические усовершенствования, возможность которых подтверждена экспериментально, могут привести к увеличению коэффициента улавливания иода со 100 до 5000, что позволит существенно снизить дозу облучения щитовидной железы. Ожидаемое уменьшение выхода аэрозолей продуктов деления и плутония, а также выхода трития и благородных газов до значений, приведенных во втором и третьем столбцах табл. 8.6, позволит дополнительно снизить дозы для костных тканей и всего организма.

На рис. 8.5 приведены дозы облучения костных тканей газообразными и аэрозольными выбросами, связанными с переработкой облученного топлива для четырех разновидностей U/Pu топливного цикла. Дозы облучения костных тканей особенно существенны при сопоставлении разных

топливных циклов, поскольку ^{90}Sr, так же как Pu и трансурановые элементы, накапливается преимущественно в костных тканях. Максимальная доза (верхняя кривая на рис. 8.5 для цикла с выжиганием Pu) приблизительно в 2 раза превышает минимальную дозу для топливного цикла LWR с низкообогащенным ураном. Для топливного цикла LMFBR дозы облучения костных тканей близки к дозам для топливного цикла LWR с выжиганием плутония, в то время как кривая доз для цикла SGR проходит посередине между верхней и нижней дозовыми кривыми. Дозы облучения, связанные с выбросами жидких отходов, для разных топливных циклов могут отличаться примерно в 2 раза. Однако в этом случае картина обратная: максимальная доза соответствует топливному циклу с низкообогащенным ураном, а минимальная – топливному циклу LMFBR.

Газовые и аэрозольные радиоактивные выбросы при переработке топлива для разных топливных циклов характеризуются следующими значениями: $1{,}1 \cdot 10^9$ Бк/[ГВт(эл.) · год] для цикла с выжиганием Pu; $7{,}4 \cdot 10^8$ Бк/[ГВт(эл.) · год] для топливного цикла LMFBR; $3{,}7 \times 10^8$ Бк/[ГВт(эл.) · год] для топливного цикла SGR и $7{,}4 \times 10^7$ Бк/[ГВт(эл.) · год] для топливного цикла с диоксидом низкообогащенного урана. Столь заметные различия в радиоактивности выбросов связаны прежде всего с разным выходом плутония и трансурановых элементов. В случае жидких отходов важную роль играет радионуклид ^{90}Sr. Его выброс соответствует активности $4{,}8 \cdot 10^7$ Бк/[ГВт(эл.) × год] для топливного цикла с выжиганием Pu; $3{,}7 \cdot 10^7$ Бк/[ГВт(эл.) × год] для топливного цикла LMFBR; $7{,}8 \cdot 10^7$ Бк/[ГВт(эл.) · год] для цикла SGR и $8{,}9 \cdot 10^7$ Бк/[ГВт(эл.) · год] для топливного цикла с низкообогащенным ураном.

На основании проведенных сравнений можно сделать вывод, что на стадии переработки облученного топлива ни один из четырех рассмотренных топливных циклов не имеет существенных преимуществ в отношении радиационного воздействия на окружающую среду. Только оценка долговременной коллективной дозы, возможно, смогла бы указать на существующие различия.

Исследования радиоактивных выбросов при переработке облученного топлива в случае Th/U-цикла и сравнение полученных результатов с аналогичными результатами для U/Pu-цикла не выявили существенных преимуществ ни одного из топливных циклов.

8.1.3. Длительное накопление трития, ^{85}Kr и ^{14}C

В отличие от ксенона и нуклидов иода (за исключением ^{129}I), которые имеют весьма короткие периоды полураспада, тритий, ^{85}Kr и ^{14}C могут накапливаться в атмосфере в течение длительного времени. Следовательно, существует потенциальная опасность облучения, связанная с возрастающим накоплением трития при развитии ядерной энергетики и сопутствующим развитии атомной промышленности, включая и заводы по переработке топлива.

Тритий образуется в атмосфере в результате взаимодействия космического излучения с атомами кислорода и азота. Согласно оценкам, в результате этого естественного процесса на Земле за все время ее суще-

ствования образовалось столько трития, что к настоящему времени его активность составляет 1,85 · 10^{18} Бк. Проводившиеся вплоть до начала 60-х годов испытания термоядерного оружия в атмосфере привели к дополнительному образованию трития активностью 62,9 · 10^{18} Бк. К 2000 г. активность трития составит по крайней мере 11,1 · 10^{18} Бк*. По оценкам EPA, к 2000 г. ожидаемая суммарная мощность ядерной энергетики вырастет до 2000 ГВт(эл.). АЭС такой мощности вместе с заводами по переработке облученного топлива к 2000 г. выбросят в окружающую среду дополнительно трития активностью 16,7 · 10^{18} Бк. В исследованиях EPA принималось, что выход в атмосферу и накопление ^{85}Kr и ^{14}C соответствуют ожидаемой кривой роста мощности ядерной энергетики. Предполагалось также, что тритий, ^{85}Kr и ^{14}C накапливаются в атмосфере северного полушария, т. е. там, где будет размещено большинство ядерных мощностей и, следовательно, где будут в основном производиться эти радионуклиды. Пути проникновения трития, ^{85}Kr и ^{14}C в человеческий организм описаны в пп. 8.1.1. К 2000 г. дополнительное радиологическое воздействие на человека из-за накопления трития, ^{85}Kr и ^{14}C составит:

Доза облучения, мкЗв/год	От трития	От ^{85}Kr	От ^{14}C
Для всего организма	0,15	0,25	1,4
Для кожного покрова	–	9	–
Для легких	–	0,5	–

Для сравнения следует напомнить, что в США средняя доза облучения всего организма человека из-за естественного фона излучения равна 0,7 – 2,2 мЗв/год.

Выход трития может быть уменьшен за счет концентрации тритированной воды и хранения ее в баках в течение длительного времени, что вызовет уменьшение приведенной выше дозы. Ограничение выхода ^{85}Kr на предприятиях топливного цикла значением 0,1, как этого требует EPA (см. пп. 8.1.1), приведет к соответствующему уменьшению дозы, связанной с излучением ^{85}Kr. Для ограничения выхода ^{85}Kr уже разработаны такие технологические процессы, как криогенная дистилляция, фтористо-углеродная и углеродная адсорбция. Выделенный ^{85}Kr может быть заключен в газгольдеры или связан в металлической матрице и затем будет храниться около 150 лет.

Ожидается, что и для ^{14}C подобно ^{85}Kr будут найдены способы ограничения его выхода. Применение низкотемпературной ректификации ^{14}C позволяет надеяться, что такое ограничение выхода вполне возможно. В этом случае $^{14}CO_2$ будет превращен в углекислый кальций, который может храниться в течение длительного времени.

* В предположении, что испытания ядерного оружия в атмосфере больше проводиться не будут. (*Примеч. ред.*)

8.2. ОЦЕНКА РИСКА, СВЯЗАННОГО С ЭКСПЛУАТАЦИЕЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Наряду с разработкой концепций безопасных конструкций ядерных реакторов – тепловых конвертеров и быстрых размножителей (см. гл. 4 и 5) необходима оценка риска, связанного с эксплуатацией ядерно-энергетических систем. Такая оценка позволяет определить вероятную частоту событий, вызывающих аварии, и оценить опасность последствий, к которым они могут привести. Это также дает возможность проводить сравнение различных энергетических систем или сравнивать рассматриваемую энергетическую систему с другими техническими системами. Кроме того, оценки риска позволяют отыскать слабые места в системах обеспечения безопасности.

8.2.1. Методы оценки риска

8.2.1.1. Основные понятия

Основы теории оценки риска применительно к ядерно-энергетическим установкам были разработаны в 1967 г. в Великобритании Фармером. Первые всесторонние исследования с применением вероятностных методов для определения риска эксплуатации реакторов LWR были выполнены в США Комиссией по изучению безопасности реакторов. Результаты этих исследований опубликованы в 1975 г. в докладе WASH-1400. Подобные исследования проводились позднее также и в других странах, в частности в ФРГ.

Риск $R_{m,i}$ в результате аварии вида i, вызванной событием вида m (например, разрывом трубопровода с теплоносителем первого контура), применительно к реакторной установке может быть упрощенно представлен соотношением:

$$R_{m,i} = F_{m,i} \cdot D(C_{m,i}),$$

где $F_{m,i}$ – среднее ежегодное количество (частота) аварий вида i, происшедших на реакторе по причине того, что произошло событие вида m; $C_{m,i}$ – активность радиоактивных материалов, Бк, вышедших в атмосферу из защитной оболочки реактора во время аварии вида i, инициированной событием вида m; D – опасность, возникающая в результате утечки радиоактивных продуктов в атмосферу, зависящая от ряда других параметров окружающей среды, таких, как атмосферные условия, коэффициенты переноса радиоактивных продуктов, распределение плотности населения и т. д.

Величина $F_{m,i}$ определяется в результате детального вероятностно-статистического анализа с применением методов деревьев событий и деревьев отказов. При таком анализе учитывается вероятность разрушения для каждого компонента системы обеспечения безопасности (рис. 8.6). При определении активности выбросов $C_{m,i}$ рассматривают временную последовательность случайных событий, происходящих в активной зоне, в корпусе реактора и в защитной оболочке. Затем оценивают вклады отдельных составляющих в суммарную активность продуктов, выходя-

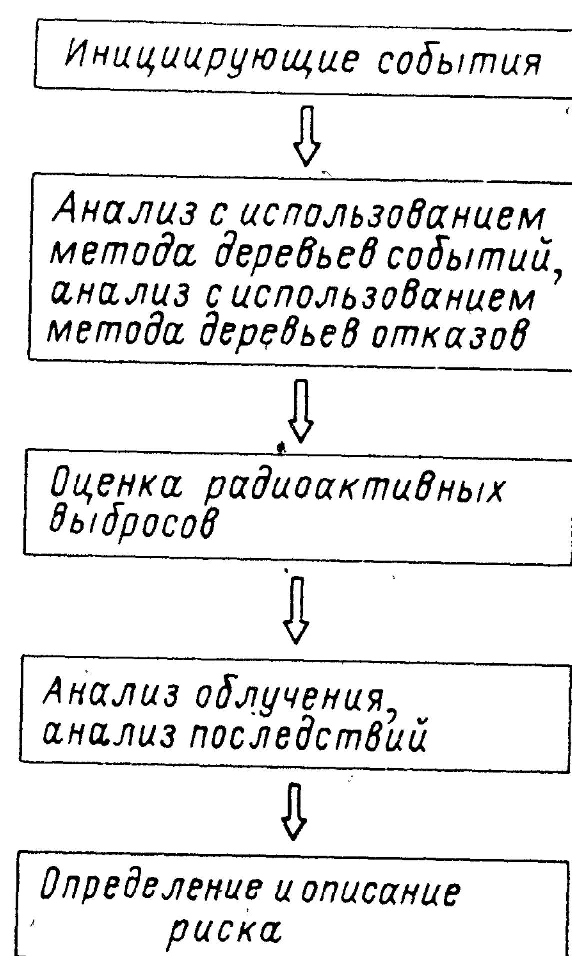


Рис. 8.6. Основные этапы исследования риска

щих из защитной оболочки в окружающую среду: продуктов деления, продуктов активации и трансурановых элементов (см. рис. 8.1). Далее определяют распределение концентраций радиоактивных элементов и поглощенных доз в окрестностях ядерной установки, для чего используют метеорологические данные и принятые модели перемешивания газовых потоков, диффузии аэрозолей в атмосфере и их осаждения на поверхности земли. При этом учитывают предусмотренные меры радиационной защиты населения. В итоге, используя данные по воздействию облучения на здоровье человека, определяют вероятность и тяжесть заболевания или даже возможность летального исхода в зависимости от поглощенной дозы.

В связи с этим необходимо различать риск, которому подвергается отдельный человек (индивидуальный риск), и риск, которому подвергается все население (коллективный риск). При расчетах индивидуального риска вероятность заболевания или смерти определяется для индивидуума при любом месте его нахождения относительно ядерной установки. Если же определяется коллективный риск, то при расчетах полного числа заболеваний и смертельных исходов учитывается распределение плотности населения в районе, прилегающем к ядерной установке.

8.2.1.2. Метод деревьев событий

Рассмотрим последовательность отказов, началом возникновения которых послужило определенное событие, например разрыв трубопровода теплоносителя первого контура. Специально разработанная с учетом такой возможности система безопасности реактора, если она функционирует достаточно хорошо, отреагирует на это начальное событие и будет контролировать и управлять ходом дальнейших событий, так чтобы неблагоприятные последствия оказались минимальными. Радиоактивные выбросы будут значительными только тогда, когда окажутся неисправными основные компоненты системы безопасности.

На рис. 8.7 изображена упрощенная схема дерева событий при аварии с потерей теплоносителя в LWR в результате разрыва основного трубопровода. Предполагается, что отнесенная к одному году частота события – разрыв основного трубопровода – равна f_m. При разрыве трубопровода дальнейшее развитие аварии определяется главным образом надежностью системы электроснабжения. Пусть вероятность отказа системы электроснабжения, к которой подключена система аварийного охлаждения актив-

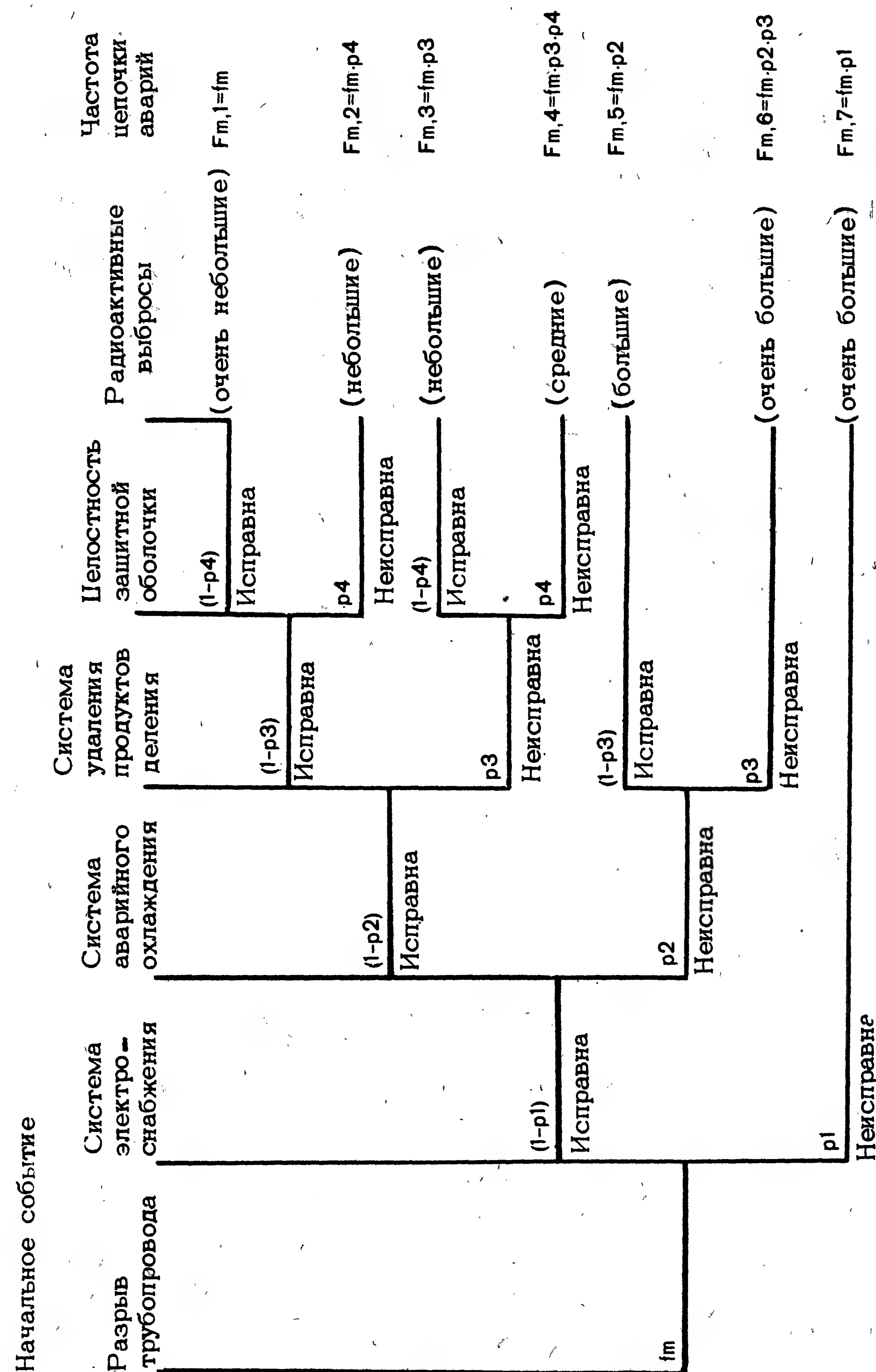


Рис. 8.7. Упрощенная схема дерева событий для аварии с потерей теплоносителя в водоохлаждаемом реакторе

ной зоны (ECCS)*, равна p_1. Тогда вероятность того, что система электроснабжения ECCS не отказала, равна $(1-p_1)$. При отказе системы электроснабжения ECCS не сможет функционировать, и активная зона, оставшись без теплоносителя, будет расплавлена частично или полностью из-за отсутствия охлаждения. Если при этом произойдет еще и разрушение защитной оболочки, рассмотренная авария, по-видимому, приведет к наиболее значительным радиоактивным выбросам в окружающую среду.

Если система электроснабжения исправна, то следующим возможным аварийным событием будет потенциальная неисправность ECCS: пусть вероятность этого события равна p_2. Тогда вероятность того, что ECCS будет работать нормально, равна $(1-p_2)$.

При аварии с разгерметизацией твэлов система очистки и удаления продуктов деления уменьшит их утечку из реактора в защитную оболочку. Пусть вероятность того, что эта система неисправна, равна p_3; тогда вероятность исправной работы такой системы будет $(1-p_3)$.

Последним барьером на пути радиоактивных продуктов в окружающую среду является непроницаемая защитная оболочка. Пусть вероятность того, что целостность защитной оболочки нарушена и она не в состоянии удерживать радиоактивные продукты, равна p_4; тогда вероятность того, что оболочка работоспособна, равна $(1-p_4)$. При нарушении целостности защитной оболочки радиоактивные выбросы в окружающую среду определяются размерами течи. При сохранении целостности оболочки возможная утечка радиоактивных продуктов незначительна.

Из результатов анализа упрощенного дерева событий (рис. 8.7) следует, что в зависимости от уровня, на котором произошел отказ системы обеспечения безопасности, радиоактивные выбросы могут изменяться в очень широком диапазоне.

Поскольку отдельные компоненты системы обеспечения безопасности характеризуются высокой надежностью, вероятность их отказа чрезвычайно мала ($p_1,\ p_2,\ p_3,\ p_4 \ll 1$); и, наоборот, вероятность того, что каждый компонент функционирует нормально, близка к 1. Поэтому частота аварии, протекающей по цепочке, изображенной верхней ветвью дерева событий, может быть представлена следующим образом:

$$F_{m,1} = f_m(1-p_1)(1-p_2)(1-p_3)(1-p_4)F_{m,1} \approx f_m,$$

где f_m – частота события вида m.

Соответствующая такому протеканию аварии активность выброса $C_{m,1}$ незначительна. Если авария развивается в соответствии с цепочкой последовательных отказов, таких, как отказ электропитания, отказ ECCS и нарушение целостности защитной оболочки (нижние ветви дерева событий), то активность выброса ($C_{m,7}$ или $C_{m,6}$) должна быть очень большой. Такая авария, по-видимому, приведет к расплавлению активной зоны и утечке большей части выделяющихся при этом радиоактивных продуктов из защитной оболочки в окружающую среду. Однако частота

* В отечественной технической литературе система аварийного охлаждения реактора – САОР. (*Примеч. ред.*)

такой максимальной аварии чрезвычайно мала, поскольку

$$F_{m,6} = f_m p_2 p_3, \text{ а } F_{m,7} = f_m p_1.$$

При детальном анализе деревьев событий требуется рассмотрение большого числа дополнительных аспектов, таких, например, как функционирование отдельных элементов ECCS и т. д. Исследование взаимосвязей различных событий может привести к системе логически вытекающих друг из друга отказов и к ликвидации отдельных ветвей в дереве событий.

8.2.1.3. Анализ деревьев отказов

Метод анализа деревьев отказов применяется для количественной оценки вероятностей отказов сложных элементов системы безопасности. При таком анализе сложные элементы системы безопасности разбивают на отдельные компоненты, оценивают вероятность отказа каждого компонента и с учетом их логических и функциональных взаимосвязей делается заключение о вероятности отказа сложного элемента. Обычно требуется настолько детальная разработка деревьев отказов, чтобы появилась возможность воспользоваться имеющимся опытом и экспериментальными данными по вероятности отказа каждой единицы оборудования системы или вероятности ошибки персонала. Неопределенности в данных по отказам отдельных компонентов оборудования учитывают не только в виде численных значений погрешностей, но и с помощью функций распределения вероятностей отказов этих компонентов. Для некоторых компонентов системы обеспечения безопасности, таких, как дизельные установки аварийного энергоснабжения, функция распределения может быть построена на основе статистических данных, полученных непосредственно из опыта работы. При определении возможных размеров разрушения корпуса реактора необходимо дополнительно использовать статистические методы оценки различных механических моделей разрушения.

8.2.2. Выход продуктов деления из здания реактора при аварии с расплавлением активной зоны

8.2.2.1. Инициирующие события

Те из инициирующих событий, которые находятся под контролем системы безопасности, не увеличивают риск. Следовательно, основные составляющие полного риска связаны только с теми инициирующими событиями, которые ввиду значительных разрушений систем безопасности приведут к частичному или полному расплавлению активной зоны. Анализ деревьев событий показывает, что если за возникновением большой течи в главном трубопроводе теплоносителя последуют отказы основных систем безопасности, то это приведет к расплавлению активной зоны. Через несколько часов расплавленная масса может даже разрушить корпус реактора и выйти за его пределы. В процессе перегрева активной зоны в результате роста температур начнется реакция между водой и циркалоевыми оболочками твэлов, приводящая к образованию водорода.

После выхода за пределы корпуса горячая масса расплавленной активной зоны окажется в контакте с бетонной плитой фундамента реактора и постепенно будет ее разрушать. Содержащаяся в бетоне вода вступит в реакцию с расплавом, что приведет к образованию водорода. В зави-

симости от марки используемого бетона возможно также образование CO_2. Дальнейшее развитие аварии при пессимистической оценке риска может привести к тому, что расплавленная масса вступит в контакт с водой, находящейся в отстойнике, и испарит ее, следствием чего явится увеличение давления в защитной оболочке.

8.2.2.2. Разрушение защитной оболочки

Имеющиеся в защитной оболочке отверстия, предназначенные для проведения ремонтных работ, вывода трубопроводов, кабелей и т. п., являются местами потенциальных утечек. В случае течи радиоактивные продукты из пространства защитной оболочки могут выходить непосредственно в окружающую среду. С другой стороны, если предположить, что при нормальных условиях герметичность защитной оболочки сохраняется, в случае рассмотренной выше аварии с расплавлением активной зоны образование водяного пара, H_2, CO и CO_2 вызовет подъем давления в защитной оболочке до значения, превышающего допустимое. В конце концов рост давления приведет к нарушению целостности защитной оболочки, и радиоактивные продукты выйдут в окружающую среду

В выполненных в США и ФРГ исследованиях по программе обеспечения безопасности реакторов рассматривались также вопросы, связанные с потенциальной опасностью парового взрыва вследствие контакта горячей массы расплавленной активной зоны с водой. Предполагалось, что в этом случае паровой взрыв с определенной вероятностью может произойти или в придонной части корпуса реактора, или же в отстойниках после проплавления корпуса и бетонных конструкций. Однако самые последние теоретические и экспериментальные исследования показывают, что в условиях аварии с расплавлением активной зоны паровой взрыв, по-видимому, будет затруднен. Выполненные оценочные расчеты свидетельствуют о невозможности разрушения защитной оболочки при паровом взрыве. Кроме того, можно доказать, что вспышка и горение водорода, образующегося в процессе расплавления активной зоны, не ведут к опасному росту давления, т. е. в этих условиях защитная оболочка не будет разгерметизирована.

8.2.2.3. Радиоактивные выбросы

Радиоактивные продукты могут выходить из активной зоны реактора в следующих случаях:

растрескивание оболочек твэлов, в результате чего из твэлов выделяются газообразные и летучие продукты деления;

расплавление топлива, когда продукты деления начнут высвобождаться по мере достижения температуры плавления топлива;

взаимодействие расплавленного материала активной зоны с бетоном с образованием радиоактивных аэрозолей. В случае парового взрыва появляются дополнительные еще более эффективные механизмы высвобождения продуктов деления.

При разрыве трубопровода с теплоносителем первого контура или в случае прожигания корпуса реактора расплавленной массой активной

зоны газообразные и летучие продукты деления поступят в защитную оболочку. С помощью специальных систем улавливания (например, путем распыления воды), а также в результате естественных процессов диффузии, коагуляции, конденсации, осаждения и захвата теплоносителем радиоактивных продуктов последние будут удерживаться в пределах защитной оболочки. Радиоактивный распад делает удержание радиоактивных продуктов в защитной оболочке тем эффективней, чем больше время от момента аварии до момента разрушения защитной оболочки. Последние исследования показали, что это время в зависимости от сорта бетона составляет от 5 до 12 сут, а не одни сутки, как это предполагалось в работах по оценке риска, выполненных в ФРГ. Следует отметить, что за 5 сут концентрация содержащихся в воздухе радиоактивных аэрозолей уменьшается почти на четыре порядка.

8.2.2.4. Внешние события

Для того чтобы правильно определить частоту, с которой происходят события, инициирующие возникновение аварийных цепочек, необходимо принимать во внимание и внешние инициирующие события. Весьма важно, например, знать, как часто происходят землетрясения, какова их интенсивность и какое они оказывают воздействие на основные конструктивные элементы, определяющие прочность реакторных строений. Поэтому при выборе площадки, отводимой под строительство реактора, проводится анализ с учетом статистических данных по последним землетрясениям в прилегающих районах, а также данных о геологическом строении выбранной территории. Кроме того, определяется, насколько часто на территории происходят наводнения, ураганы, грозы и аварии самолетов. Принимаются во внимание и ударные волны, образующиеся при возможных взрывах на расположенных поблизости заводах или транспортных артериях (реках, трубопроводах и т. д.). При этом делаются оценки радиоактивных выбросов.

8.2.3. Моделирование распространения радиоактивных выбросов и облучение населения

Исходя из значений радиоактивных выбросов и предположений относительно метеорологических условий, можно смоделировать картину распространения радиоактивных продуктов. При этом необходимо учитывать теплоту выбрасываемого воздуха, что позволит определить высоту радиоактивного облака. Облако перемещается в атмосфере по направлению ветра со скоростью ветра и одновременно распространяется вширь, что ведет к уменьшению концентрации радиоактивных загрязнений. В том, какое число людей подвергнется облучению и как радиоактивные продукты распределяются в окружающей среде, примыкающей к ядерной установке, помимо ветра большое значение имеют осадки.

Зная распределение и временную зависимость концентрации радиоактивных веществ в воздухе и на земле в пределах рассматриваемого района, можно рассчитать значения поглощенных доз, получаемых населением. В расчетах учитываются:

внешнее облучение проходящим радиоактивным облаком;

внешнее облучение радиоактивными продуктами, осевшими на земле;

внутреннее облучение при вдыхании содержащихся в воздухе радионуклидов с последующим облучением продуктами их распада;

внутреннее облучение радионуклидами, поступившими в организм вместе с пищей.

При оценках радиационной опасности аварии ядерной установки для окружающей среды и населения необходимо принимать во внимание возможные меры защиты, такие, как укрытие в домах, эвакуация, дезактивация и т. д. В выполненных в ФРГ исследованиях по оценке риска рассматривались следующие типы радиационного поражения населения:

рано проявившееся поражение (например, число летальных исходов в результате скоротечной болезни, вызванной облучением);

поздно проявившееся поражение (например, число смертельных исходов от лейкемии и других раковых заболеваний).

Мерой генетических повреждений является коллективная доза облучения генетически важных органов.

8.2.4. Результаты исследований безопасности реактора

8.2.4.1. Результаты анализа деревьев событий и деревьев отказов

Описанные выше методы оценки риска использовались в США при исследовании безопасности PWR и BWR. В ФРГ оценки риска, обусловленного эксплуатацией АЭС, проводились применительно к PWR, разработанному и построенному компанией Kraftwerk Union (см. пп. 4.1.1). В США исследования проводились на 100 реакторах, расположенных на 68 площадках, в ФРГ на 25 реакторах на 19 различных площадках.

В табл. 8.9 приведены основные результаты, полученные в ФРГ при анализе деревьев событий и деревьев отказов. Рассмотрение большого числа возможных инициирующих событий позволило выделить две основные (по величине нанесенного ущерба) группы аварий:

аварии с потерей теплоносителя, инициированные утечкой или разрывом в системе охлаждения реактора;

аварии, возникающие при переходных процессах, которые приводят к дисбалансу между генерацией теплоты и отводом ее от активной зоны.

Данные табл. 8.9 являются результатом детального анализа почти 70 различных аварийных цепочек. По вкладу в полную вероятность того, что в течение года произойдет авария с расплавлением активной зоны, на первом месте стоят аварийные цепочки, инициированные таким событием, как потеря теплоносителя в первом контуре в результате небольшой течи в трубопроводах. Это обстоятельство отражает тот факт, что небольшие течи могут происходить гораздо чаще, чем большие. На втором месте находятся аварийные цепочки, в которых основную роль играет отказ в системах электроснабжения. Вклад цепочек, связанных с возникновением больших течей в трубопроводах первого контура теплоносителя, относительно мал ввиду того, что системы обеспечения безопасности уже оптимизированы с учетом этой аварии. Отнесенная к времени эксплуатации, равному 1 реактору · год, суммарная частота аварий с пол-

Таблица 8.9. **Итоговые результаты анализа деревьев событий для аварий с расплавлением активной зоны (оценки риска, выполненные в ФРГ)**

Событие, инициирующее аварию	Частота инициирующего события за 1 реактор · год, f_m	Вероятность отказа необходимых элементов системы безопасности, p_{Fs}	Частота аварий с расплавлением активной зоны за 1 реактор · год, $F_m = f_m p_{Fs}$
Потеря теплоносителя в первом контуре:			
большая течь	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$
средняя течь	$8,0 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-6}$
небольшая течь	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-5}$
Отказ в системе электроснабжения	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$
Потеря циркуляции питательной воды	$8,0 \cdot 10^{-1}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$
Отказ в системе электроснабжения и небольшая течь в компенсаторе объема	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-2}$	$7,0 \cdot 10^{-6}$
Переходные процессы с небольшой течью в компенсаторе объема	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-6}$
Предусмотренный в проекте переходный процесс с отказом аварийной защиты	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$

ным расплавлением активной зоны, обусловленных всеми рассмотренными причинами, составляет $9 \cdot 10^{-5}$.

Для количественной оценки радиоактивных выбросов в окружающую среду и соответствующих им вероятностей необходимо данные табл. 8.9 объединить с результатами вероятностно-статистического анализа развития аварийных цепочек после расплавления активной зоны с учетом внешних воздействий на защитную оболочку. Результаты таких оценок представлены в табл. 8.10. Для упрощения анализа они сгруппированы по степени разрушения защитной оболочки и разделены на категории в зависимости от значения активности выброса. Данные по выбросам различных продуктов деления отнесены к полному содержанию этих продуктов в активной зоне реактора PWR, приведенному, например, в табл. 2.4. Категория 1 объединяет аварии с расплавлением активной зоны и последующим паровым взрывом, т. е. наиболее тяжелые аварии с максимальными выбросами, которые ожидаются через час после того, как произойдут инициирующее событие и расплавление активной зоны. Как уже упоминалось выше, результаты последних исследований показывают, что паровой взрыв невозможен. Тем не менее такая авария, в качестве пессимистического предположения с вероятностью $2 \cdot 10^{-2}$, рассматривалась в исследованиях по оценке риска, выполненных в США и ФРГ.

Категория 2–4 включают в себя аварии с расплавлением активной зоны и с нарушением целостности защитной оболочки из-за образования

отверстия эквивалентным дикметром 25 – 300 мм. Предполагается, что в этих случаях радиоактивные выбросы будут существенно выше, чем в категориях 5 и 6, поскольку разгерметизация защитной оболочки вследствие превышения допустимого давления – процесс длительный, и выход радиоактивных продуктов будет происходить постепенно. Категории 7 и 8 охватывают аварии с потерей теплоносителя, но при этом система аварийного охлаждения работает безотказно. Поэтому в этих случаях обеспечивается аварийное охлаждение активной зоны; оболочки твэлов будут разрушены только частично и расплавления активной зоны не произойдет. При авариях, относящихся к категории 7, вследствие большой течи (эквивалентный диаметр отверстия 300 мм) ожидается выброс радиоактивных продуктов только в пределы защитной оболочки. В авариях категории 8 предполагалась небольшая утечка теплоносителя, которая лишь в 10 раз будет превышать проектное значение утечки для защитной оболочки. В этом случае ожидается минимальный выброс также только в пределах защитной оболочки.

Таблица 8.10. **Характеристики различных категорий аварий с выбросом радиоактивных продуктов (оценки риска, выполненные в ФРГ)**

Категория аварии	Характер аварии	Время от аварии до выброса, ч	Продолжительность выброса, ч	Высота выброса, м	Энергия выброса, 10^6 кДж/ч	Частота выбросов за 1 реактор × × год	Относительный выход радиоактивных продуктов							
							Xe–Kr	I – (органозоль)	I_2–Br	Cs–Pb	Te–Sb	Ba–Sr	Ru*[2]	La*[3]
1	Расплавление активной зоны с паровым взрывом	1	1	30	540	$2 \cdot 10^{-6}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$	$3,5 \cdot 10^{-1}$	$6,7 \cdot 10^{-2}$	$3,8 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$
2	Расплавление активной зоны, большая течь в защитной оболочке диаметром 300 мм	1	3	10	15	$6 \cdot 10^{-7}$	1,0	$7,0 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-1}$	$2,9 \cdot 10^{-1}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$
3	Расплавление активной зоны, умеренная течь в защитной оболочке диаметром 80 мм	2	3	10	1	$6 \cdot 10^{-7}$	1,0	$7 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-2}$	$4,4 \cdot 10^{-1}$	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$4,9 \cdot 10^{-2}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$5,2 \cdot 10^{-4}$
4	Расплавление активной зоны, небольшая течь в защитной оболочке диаметром 25 мм	2	3	10	–	$3 \cdot 10^{-6}$	1,0	$7 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$5,1 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$5,7 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$6,5 \cdot 10^{-5}$
5*[1]	Расплавление активной зоны, нарушение целостности защитной оболочки из-за превышения допустимого давления, разрушение фильтров	0 1 25	1 1 1	10 10 10	– – 200	$2 \cdot 10^{-5}$ –	$2,0 \cdot 10^{-5}$ $2,3 \cdot 10^{-2}$ $9,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$ $1,6 \cdot 10^{-4}$ $6,8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-5}$ $9,6 \cdot 10^{-4}$ $9,6 \cdot 10^{-3}$	$4,7 \cdot 10^{-5}$ $6,7 \cdot 10^{-4}$ $4,5 \cdot 10^{-4}$	$3,6 \cdot 10^{-7}$ $6,7 \cdot 10^{-4}$ $7,7 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-9}$ $8 \cdot 10^{-5}$ $4,7 \cdot 10^{-5}$	– $5,5 \cdot 10^{-5}$ $5,3 \cdot 10^{-5}$	– $8,8 \cdot 10^{-6}$ $9,5 \cdot 10^{-6}$
6*[1]	Распределение активной зоны, нарушение целостности защитной оболочки из-за превышения допустимого давления	0 1 25	1 1 1	100 100 10	– – 200	$7 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-5}$ $2,3 \cdot 10^{-2}$ $9,8 \cdot 10^{-1}$	$1,8 \cdot 10^{-9}$ $1,6 \cdot 10^{-6}$ $6,8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-8}$ $9,6 \cdot 10^{-7}$ $9,6 \cdot 10^{-3}$	$4,7 \cdot 10^{-8}$ $6,7 \cdot 10^{-7}$ $4,5 \cdot 10^{-4}$	$3,6 \cdot 10^{-10}$ $6,7 \cdot 10^{-7}$ $7,7 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-12}$ $8 \cdot 10^{-8}$ $4,7 \cdot 10^{-5}$	– $5,5 \cdot 10^{-8}$ $5,5 \cdot 10^{-5}$	– $8,8 \cdot 10^{-9}$ $9,5 \cdot 10^{-6}$

16 — Зак. 1175

Категория аварии	Характер аварии	Время от аварии до выброса, ч	Продолжительность выброса, ч	Высота выброса, м	Энергия выброса, 10^6 кДж/ч	Частота выбросов за 1 реактор × × год	Относительный выход радиоактивных продуктов							
							Xe–Kr	I – (органозоль)	I_2–Br	Cs–Pb	Te–Sb	Ba–Sr	Ru*[2]	La*[3]
7	Потеря теплоносителя в первом контуре, большая течь в защитной оболочке	0	1	10	9	$1 \cdot 10^{-4}$	$1{,}7 \cdot 10^{-2}$	$3{,}7 \cdot 10^{-5}$	$5{,}3 \cdot 10^{-3}$	$1{,}3 \cdot 10^{-2}$	$2{,}5 \cdot 10^{-5}$	$2{,}5 \cdot 10^{-7}$	0	0
8	Контролируемая авария с потерей теплоносителя в первом контуре	0	6	100	–	$1 \cdot 10^{-3}$	$4{,}6 \cdot 10^{-4}$	$1{,}0 \cdot 10^{-8}$	$1{,}2 \cdot 10^{-8}$	$2{,}1 \cdot 10^{-8}$	$4{,}1 \cdot 10^{-11}$	$4{,}1 \cdot 10^{-13}$	0	0

*[1] Поскольку утечка радиоактивных продуктов продолжительна, выходы радиоактивных продуктов приведены отдельно для трех интервалов времени.
*[2] Включая Ru, Rh, Co, Mo, Tc.
*[3] Включая Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Pu, Am, Cm.

8.2.4.2. Результаты рассмотрения моделей аварий

8.2.4.2.1. Исследование риска в ФРГ

На рис. 8.8 приведены частотные распределения количества ранних и поздних летальных исходов, обусловленных облучением при аварии с выбросом радиоактивных продуктов. Эти результаты получены при изучении проблемы риска применительно к условиям ФРГ, исходя из предположения, что на территории ФРГ эксплуатируется 25 реакторов PWR мощностью 1300 МВт(эл.) каждый, конструкция которых описана в пп. 4.1.1.

Из рис. 8.8 следует, что частота одного раннего летального исхода из-за возможной аварии с расплавлением активной зоны при эксплуатации указанных 25 реакторов равна приблизительно $7 \cdot 10^{-6}$ за год. Если эту частоту отнести к 1 реактору · году, то она окажется в 25 раз меньше, т. е. составит приблизительно $3 \cdot 10^{-7}$. Из сравнения последнего значения с отнесенной к реактору · году суммарной частотой аварий с расплавлением активной зоны (категории 1–6, табл. 8.10) следует, что один ранний летальный исход может быть менее чем в 1% случаев таких тяжелых аварий. Это объясняется, с одной стороны, тем, что только в результате быстрых выбросов после расплавления активной зоны (категории 1–4, табл. 8.10) радиоактивность таких выбросов будет достаточно высокой. С другой стороны, только при определенных погодных условиях (например, выпадение осадков) концентрация радиоактивных продуктов может в некоторых местах возрасти до значений, достаточных для того, чтобы вызвать ранний летальный исход.

Большое число ранних летальных исходов окажется в случае, когда значительный выброс радиоактивных продуктов произошел на территории с высокой плотностью населения, ветер дул в сторону наиболее густонаселенного сектора и на этот сектор выпали осадки, что создало на поверхности земли высокую концентрацию радиоактивных веществ. Исследования показали, что максимально возможное число ранних летальных исходов, приблизительно равное 16 600, соответствует радиоактивным выбросам в авариях категории 1 и вероятность такого события составляет примерно $5 \cdot 10^{-10}$ за год. Если исключить из рассмотрения выбросы категории 1 (паровой взрыв), то в результате остальных аварий максимальное число ранних летальных исходов составит примерно 5700 с вероятностью $1{,}4 \cdot 10^{-1{,}0}$ в год.

При исследованиях риска в ФРГ делалась попытка количественной оценки полученных результатов.

Поздние летальные исходы возможны при любой дозе, поскольку в соответствии с положением МКРЗ (1977 г.) принята концепция беспороговой линейной зависимости доза–эффект. Поэтому поздние летальные исходы, в отличие от ранних, не ограничиваются только теми случаями, когда радиационное поражение произошло в непосредственной близости от места аварии. На рис. 8.8, *б* приведено распределение вероятности поздних летальных исходов в зависимости от числа таких событий. Максимально возможное число поздних летальных исходов составляет около 107 000 и соответствует радиоактивным выбросам аварии первой категории (расплавление активной зоны с последующим паровым взрывом). Если исключить из рассмотрения паровой взрыв, то максимальное число

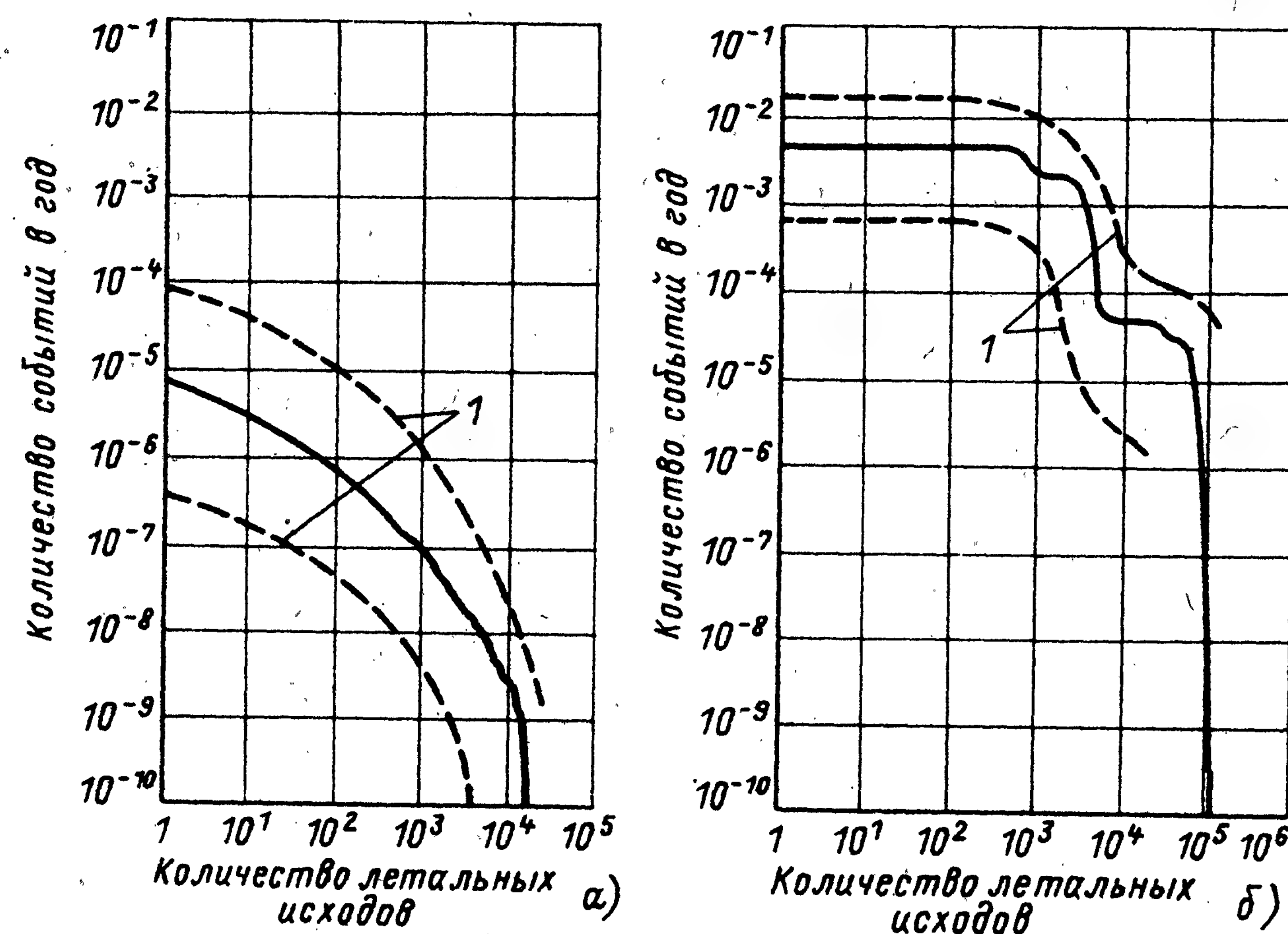


Рис. 8.8. Функция распределения интегрального количества ранних (*а*) и поздних (*б*) летальных исходов при эксплуатации 25 АЭС (оценки риска в ФРГ):

1 – 90%-ный доверительный интервал

летальных исходов снизится до 35 000. Однако необходимо отметить, что значительная часть поздних летальных исходов (от 16 до 90% в зависимости от категории радиоактивного выброса) обусловлена низкой дозой (менее 0,05 Зв), которая фактически соответствует дозе, получаемой за счет естественного фона излучения в течение 50 лет (см. пп. 8.1.1). Приведенная на рис. 8.8, *б* зависимость получена в предположении, что рассматриваемый период для поздних летальных исходов охватывает несколько десятилетий.

В табл. 8.11 приведены ожидаемые значения коллективного риска при радиоактивных выбросах категорий 1–8. Значение коллективного риска определяется как среднегодовое количество ранних или поздних летальных исходов из-за облучения. Для ФРГ в предположении, что на территории государства эксплуатируется 25 реакторов PWR, значение коллективного риска, выраженное в количестве ранних летальных исходов, составляет $5,1 \cdot 10^{-4}$ за год, а выраженное в поздних летальных исходах – 9 за год. Следует отметить, что радиоактивные выбросы категорий 5–8 не оказывают влияния на ожидаемое количество ранних летальных исходов, а основной вклад в ожидаемое количество поздних летальных исходов вносят радиоактивные выбросы категорий 1–7. Для того чтобы представить, насколько велик риск при эксплуатации АЭС, были проведены оценки риска от естественного фона излучения. Оказалось, что при использовании тех же функций дозовой чувствительности, которые применялись при исследовании риска от эксплуатации в ФРГ 25 энергетических реакторов, ежегодное количество поздних летальных исходов в стране из-за естественного фона излучения составляет 760. Это означает, что в отношении поздних летальных исходов коллективный риск, обусловлен-

Таблица 8.11. **Ожидаемые значения коллективного риска (ранние и поздние летальные исходы) и генетически существенных доз при эксплуатации на территории ФРГ 25 АЭС (исследования риска в ФРГ)**

Категория аварии	Ожидаемое за год значение коллективного риска при летальных исходах		Ожидаемое значение коллективной генетически существенной дозы, чел·Зв/год
	ранних	поздних	
1	$4,0 \cdot 10^{-4}$	2,2	110
2	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$2,8 \cdot 10^{-1}$	16
3	$2,5 \cdot 10^{-6}$	$6,4 \cdot 10^{-2}$	39
4	$5,7 \cdot 10^{-6}$	$8,9 \cdot 10^{-2}$	5,3
5	0	$2,9 \cdot 10^{-1}$	12
6	0	$7,3 \cdot 10^{-1}$	19
7	0	5,4	400
8	0	$\leqslant 1$	0,03
Суммарное значение	$5,1 \cdot 10^{-4}$	9,0	560

ный возможными авариями реакторов, на два порядка ниже, чем соответствующее значение ожидаемого риска от естественного фона.

Значения коллективных доз, определенных МКРЗ как генетически существенных, приведены в последней колонке табл. 8.11. Суммарное значение коллективной дозы составляет $5,6 \cdot 10^2$ чел · Зв/год. Для сравнения скажем, что коллективная доза от естественного фона равна $6,1 \times 10^4$ чел · Зв/год, т. е. также на два порядка выше, чем коллективная доза от эксплуатации АЭС.

8.2.4.2.2. Изучение безопасности реакторов в США

Выполненные в США исследования вопросов безопасности реакторов проводились на 100 реакторах PWR и BWR, расположенных в различных местах территории страны. Результаты этих исследований опубликованы в документе WASH-1400 в 1975 г., т. е. до того как были опубликованы результаты изучения риска в ФРГ. Наиболее важные результаты приведены в табл. 8.12. Как и предыдущие результаты, они отнесены к реактору · год. Отличия в результатах исследований США и ФРГ заключаются главным образом в неодинаковых метеорологических данных, плотности распределения населения, мерах по защите и ликвидации последствий радиоактивных выбросов, а также в различном соотношении доза – риск.

Основные результаты этих двух исследований примерно одинаковы. Несколько более высокие значения ранних летальных исходов для ФРГ должны рассматриваться с учетом более низких вероятностей этих событий, приблизительно равных 10^{-11} на 1 реактор · год. Необходимо также отметить, что приведенные в табл. 8.12 результаты исследований в США являются среднестатистическими, в то время как для результатов исследований в ФРГ приведены средние значения, причем известно, что средние значения приблизительно в 2 раза выше, чем среднестатистические. В исследованиях США было определено, что частота аварий с расплавлением активной зоны равна $5 \cdot 10^{-5}$ на один реактор · год. Максимальное коли-

Таблица 8.12. **Последствия аварийных отказов реакторов, выраженные в виде функций медианного значения их частоты (WASH-1400)***[1]

Частота отказов (число событий за реактор × × год) *[2]	Случаи ранних летальных исходов	Случаи ранних заболеваний	Случаи скрытого рака	Заболевания щитовидной железы	Генетические последствия
$5 \cdot 10^{-5}$ *[3]	–	1	–	–	–
10^{-6}	–	300	170	1400	25
10^{-7} *[4]	110	3000	460	3500	60
10^{-8}	900	14 000	860	6000	110
10^{-9}	3300	45 000	1500	8000	170

*[1] Отчет США. См. список литературы.

*[2] Приведены медианные значения вероятностей, причем коэффициент неопределенности равен 5.

*[3] Оцененное значение медианной частоты расплавления активной зоны за реактор · год.

*[4] В оригинале, по-видимому, ошибочно указано 10^{-2}. (*Примеч. ред.*)

чество ранних летальных исходов составляет приблизительно 3300 и происходит с вероятностью 10^{-9} за 1 реактор · год. Случаи ранних заболеваний варьируются от 300 с вероятностью 10^{-6} за 1 реактор · год до 45 000 с вероятностью 10^{-9} за 1 реактор · год. В табл. 8.12 приведены также соответствующие значения случаев заболеваний скрытым раком, а также заболеваний с образованием узелковых утолщений на щитовидной железе.

Полученные в США результаты исследований безопасности реакторов проверялись и обсуждались в целом ряде организаций. Критика была направлена главным образом против трактовки понятия отказа общего вида. Защитные системы обычно устроены так, что выход из строя одной из систем подстраховывается работой другой (принцип избыточности и разновременности). Если произошло такое событие, которое привело к отказу одной из защитных систем, а также вызвало отказ другого оборудования, то его следует считать отказом общего вида. В настоящее время данные по отказам общего вида не могут быть рекомендованы в качестве норм. Критике подверглось также то обстоятельство, что диапазон неопределенностей и ошибок в определении вероятностей аварий и их последствий может оказаться существенно бóльшим, чем об этом сообщалось. Составляющие риска, связанные с военными действиями или саботажем, также не принимались во внимание.

Исследования риска такого рода позволяют глубже проанализировать безопасность конструкции реактора и его систем, найти слабые места и наметить пути усовершенствования конструкции. Кроме того, ценная информация может быть получена из результатов анализа аварийных цепочек с учетом соответствующих мер обеспечения безопасности.

8.2.4.2.3. Оценки риска с учетом последних данных по отказам

Как уже упоминалось, при оценке риска в ФРГ и США были сделаны упрощенные и пессимистические предположения в отношении развития цепочек отказов, в результате которых расплавленные материалы активной зоны проникают сквозь бетонное основание корпуса, вступают в контакт с водой отстойника и испаряют ее. Следствием этих предположений является относительно быстрая потеря целостности защитной оболочки и поэтому завышенная оценка аварийных последствий и риска. Более поздние теоретические исследования и предварительные экспериментальные результаты показывают следующее:

мощный паровой взрыв, вызывающий быстрое разрушение защитной оболочки, по-видимому, невозможен;

проникновение расплавленного материала активной зоны сквозь бетонное основание реактора не обязательно должно привести к контакту расплава с водой отстойников. Нарушение целостности защитной оболочки происходит спустя довольно длительное время после аварии, приблизительно через 5 – 12 сут;

благодаря физическим свойствам аэрозолей значительная доля радиоактивных аэрозолей осаждается в пределах защитной оболочки в результате работы туманообразующих и дождевальных установок. Короткоживущие радионуклиды распадаются через несколько суток, т. е. в основном до того, когда может разрушиться защитная оболочка. Поэтому выброс радиоактивных продуктов в окружающую среду уменьшится на несколько порядков.

Если эти предварительные оценки найдут подтверждение в крупномасштабных экспериментах, описанные в предыдущих разделах результаты аварий с расплавлением активной зоны и соответствующие значения риска, по-видимому, могут быть снижены почти на два порядка.

8.2.5. Исследования риска, связанного с эксплуатацией реакторов других типов

Таких подробных исследований риска, какие были сделаны для реакторов LWR, для реакторов других типов не проводилось. Только при оценках риска от реакторов LMFBR и HTR применялись методы, аналогичные методам, применявшимся к LWR.

Результаты оценки риска от реакторов LMFBR не сильно отличаются от результатов, полученных для LWR. При этом необходимо отметить, что изучение риска от LMFBR проводилось только для единичных прототипов (CRBR в США и SNR-300 в ФРГ). По сравнению с LWR реакторы LMFBR не нуждаются в специальной системе аварийного охлаждения, поскольку энергия остаточного тепловыделения в них может быть отведена за счет естественной циркуляции. Было также установлено, что в реакторах LMFBR значительно большее внимание должно уделяться отказам систем аварийной остановки. Так, например, неисправность циркуляционного насоса может привести к аварии с расплавлением активной зоны, если при этом одновременно произойдет отказ в системе аварийной защиты. В этом случае большое значение имеет сохранение герметичности защитной оболочки после расплавления активной зоны.

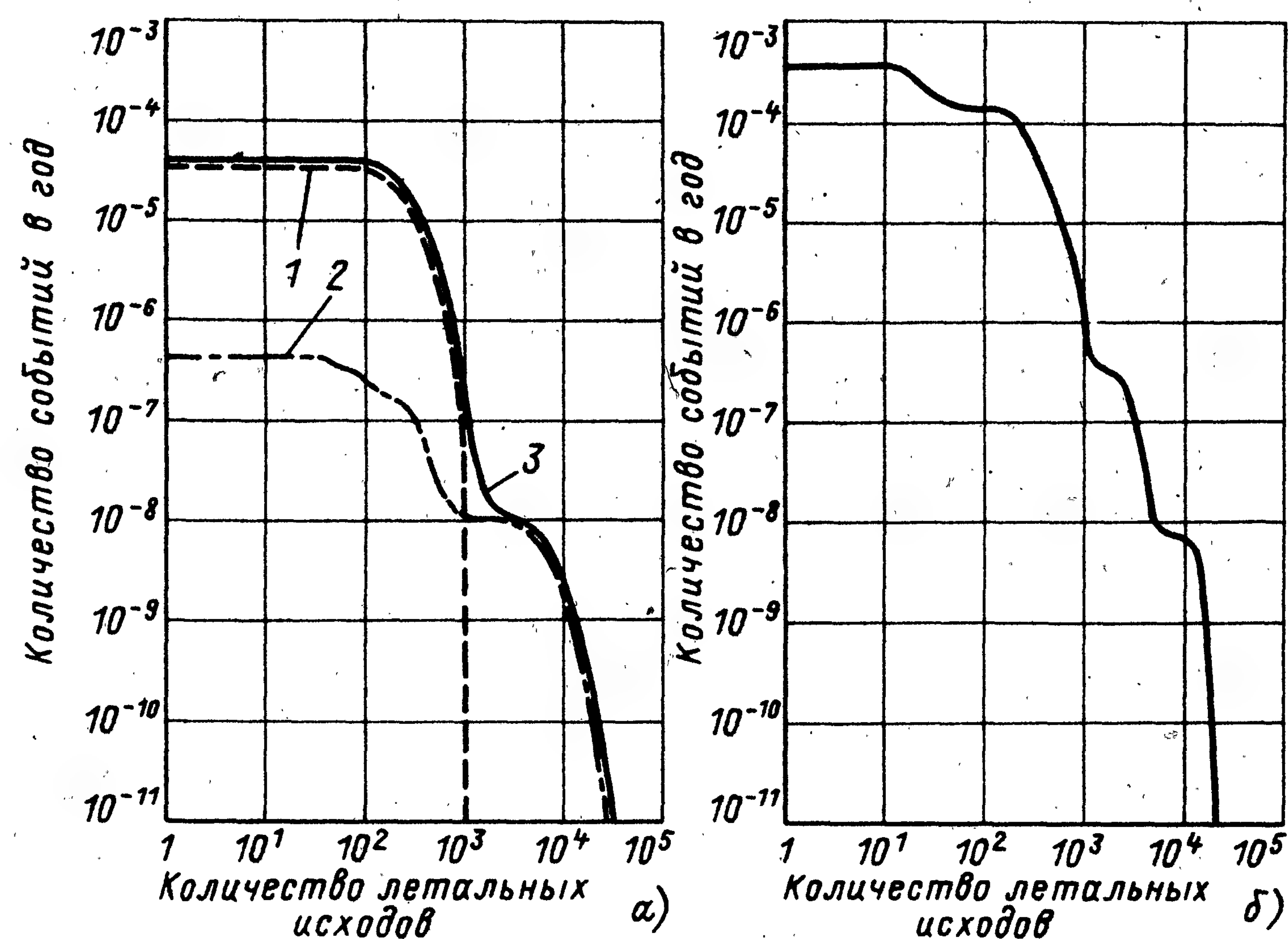


Рис. 8.9. Функции распределения интегрального количества поздних летальных исходов, отнесенных к одной аварии, при эксплуатации демонстрационного реактора SNR-300 (*а*) и реактора HTR-1160 (*б*) (GRS, KFA Юлих, KfK):

1 – в результате отказа натриевого охлаждения хранилища с облученным топливом; *2* – в результате разрушения активной зоны; *3* – суммарное количество

Рис. 8.9, *а* иллюстрирует наиболее важные результаты исследований риска применительно к реактору SNR-300 – прототипу LMFBR. Обращает на себя внимание то обстоятельство, что в исследованиях риска от быстрых реакторов отсутствуют данные по количеству ранних летальных исходов, в то время как для реакторов LWR они имелись. Это связано с тем, что, как показали исследования, в окрестности реактора SNR-300 во всех случаях дозы ниже летальных. Поэтому на рис. 8.9, *а* приведена только зависимость вероятности поздних летальных исходов от числа таких событий. Как и в случае реакторов LWR, при оценке риска использования реакторов других типов в соответствии с положением МКРЗ считалось, что доза и вызываемый ею эффект связаны беспороговой линейной зависимостью. Подавляющее большинство поздних летальных исходов вызывается не аварией с разрушением активной зоны, а отказами в системе натриевого охлаждения хранилища облученного топлива.

Суммарная частота событий с разрушением и расплавлением активной зоны низка и составляет приблизительно $2 \cdot 10^{-6}$ в год. В 70% случаев с полным расплавлением активной зоны корпус реактора не разрушается, и только менее чем в 1% случаев наступает быстрое разрушение корпуса реактора и происходит повреждение защитной оболочки. Относительно низкая частота случаев расплавления активной зоны реактора SNR-300 обусловлена в основном высокой надежностью двух независимых систем аварийной защиты.

При сравнении результатов оценки риска для реакторов LMFBR и LWR (см. пп. 8.2.4) необходимо иметь в виду, что данные для реакторов

LMFBR имеют существенно большую неопределенность, поскольку относятся к прототипу быстрого энергетического реактора SNR-300.

Выполненные в ФРГ исследования риска для реакторов HTR опирались на концептуальный проект реактора HTR-1160 с призматическими ТВС. Для таких реакторов основной вклад в риск определяется авариями, связанными с отказами в электропитании с последующими изменениями поля температур и нарушением целостности защитной оболочки, наступающим приблизительно через 4 сут. В этих случаях радиоактивные выбросы оказываются несколько ниже, чем при авариях реакторов LWR, описанных в пп. 8.2.4. Исследования показали, что, так же как и для реакторов LMFBR, при авариях высокотемпературного реактора THTR-300 (ФРГ), который расположен вблизи Шмехаузена, ранних летальных исходов в прилегающих районах быть не должно. На рис. 8.9, *б* приведены количество поздних летальных исходов и соответствующая им частота аварий применительно к реактору HTR-1160. Однако, как и в случае LMFBR, здесь также необходимо иметь в виду, что поскольку данные для HTR получены только для прототина, они имеют существенно большую неопределенность, чем данные для реакторов LWR.

8.2.6. Исследование риска эксплуатации установок топливного цикла

Для всесторонних оценок безопасности ядерной энергетики помимо исследований риска от АЭС необходимы исследования риска от всего внешнего топливного цикла. К настоящему времени до промышленных масштабов разработан только уран-плутониевый топливный цикл LWR. Поэтому предварительные исследования риска от внешнего топливного цикла проведены применительно к реакторам этого типа.

Результаты единственного исследования, охватывающего полностью весь топливный цикл LWR, получены по методикам, применяемым при оценках риска АЭС, и опубликованы в США в 1979 г. исследовательским институтом EPRI. Предварительные результаты исследования свидетельствуют, что риск от внешнего топливного цикла LWR составляет всего примерно 1% риска эксплуатации АЭС.

Рис. 8.10 иллюстрирует, как количественно соотносятся между собой составляющие риска от АЭС и других этапов топливного цикла: объемы кубов на рис. 8.10 пропорциональны соответствующим степеням риска.

Основные технические причины, лежащие в основе меньшего ядерного риска от внешнего топливного цикла по сравнению с риском от АЭС с LWR, заключаются в следующем:

на определенных этапах топливного цикла (добыча руды, гидрометаллургическая переработка руды, обогащение урана, изготовление топлива) отсутствуют радиоактивные продукты деления;

на других этапах топливного цикла (переработка, захоронение радиоактивных отходов, транспортировка) радиоактивность продуктов деления в результате распада снижена до приемлемых значений;

за исключением облучения топлива в активной зоне ни на одном из других этапов топливного цикла нет настолько высокой плотности энерговыделения, которая могла бы привести к расплавлению топлива.

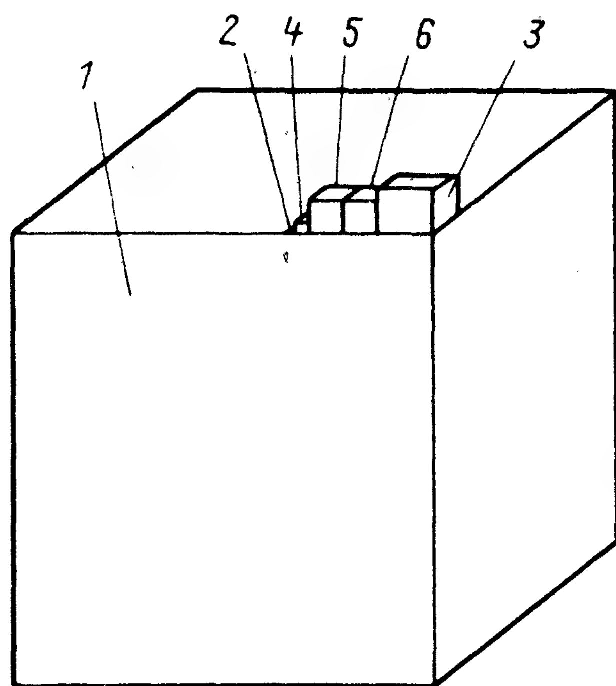


Рис. 8.10. Радиологическая опасность на различных этапах топливного цикла (EPRI):

1 – эксплуатация энергетического реактора; *2* – хранение радиоактивных отходов; *3* – добыча и гидрометаллургическая переработка руды; *4* – переработка облученного топлива; *5* – транспортировка; *6* – изготовление смешанного оксидного топлива

В процессе добычи, обогащения и очистки урановой руды не могут произойти аварии, имеющие значительные радиологические последствия. Однако необходимо принимать во внимание выбросы газообразного радона, рудной пыли и рудных хвостов. Этот аспект освещен в пп. 8.1.2. В процессе обогащения урана также не должно быть аварий с какими-либо радиологическими последствиями.

Для того чтобы определить наиболее радиологически опасные категории аварий на стадии переработки и изготовления из регенерата смешанного оксидного топлива, в исследованиях EPRI применялись методы деревьев событий и деревьев отказов. Ниже приведены аварии, при которых возможны наибольшие радиоактивные выбросы:

На заводах по переработке топлива:

потеря воды в бассейне выдержки топлива;
взрыв и пожар на ионообменной установке с растворителем;
водородный взрыв в баке с ОВУА;
пожар в хранилище с ОНУА;
падение ТВС;
взрыв в установке для кальцинации ОВУА;
разрушение цилиндров для хранения криптона.

На заводах по изготовлению смешанного МОХ-топлива:

водородный взрыв в спекательной печи;
возгорание ионообменной смолы;
взрыв растворителя в установке по регенерации топлива из отходов;
разрушение выходных фильтров;
авария при самопроизвольном достижении критического состояния;
разрушение контейнера для транспортировки плутония;
землетрясения и ураганы с силой, превышающей проектное значение;
авиационная катастрофа над наиболее радиационно опасным объектом завода.

В процессе транспортировки облученных ТВС, оксида плутония или радиоактивных отходов к месту захоронения основное внимание при оценке риска в EPRI уделялось авариям, которые могут привести к отказу аварийной защиты и потере герметичности контейнеров с разрушением топлива и возникновением пожара.

Исследование риска от эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов включало в себя рассмотрение аварий, связанных с транспортировкой отходов, падением подъемного механизма, разрушением фильтров и падением самолета на территорию хранилища.

8.2.7. Риск от объектов ядерной энергетики и других технических систем

При исследовании безопасности эксплуатации АЭС помимо количественной оценки риска необходимо ответить на вопрос, насколько приемлемо это значение для населения. Как показывают исследования (рис. 8.11), по сравнению с ущербом от аварий в других технических системах промышленно развитого общества ущерб при авариях АЭС относительно велик, однако вероятность таких аварий мала. Такая же ситуация существует и в других областях техники. Так, аварии с разрушением большой плотины или аварии на химических заводах по производству хлора хотя и уникальны, однако требуют решения принципиальных проблем и для общества менее допустимы, чем многочисленные аварии меньших масштабов. В этом отношении характерен следующий пример.

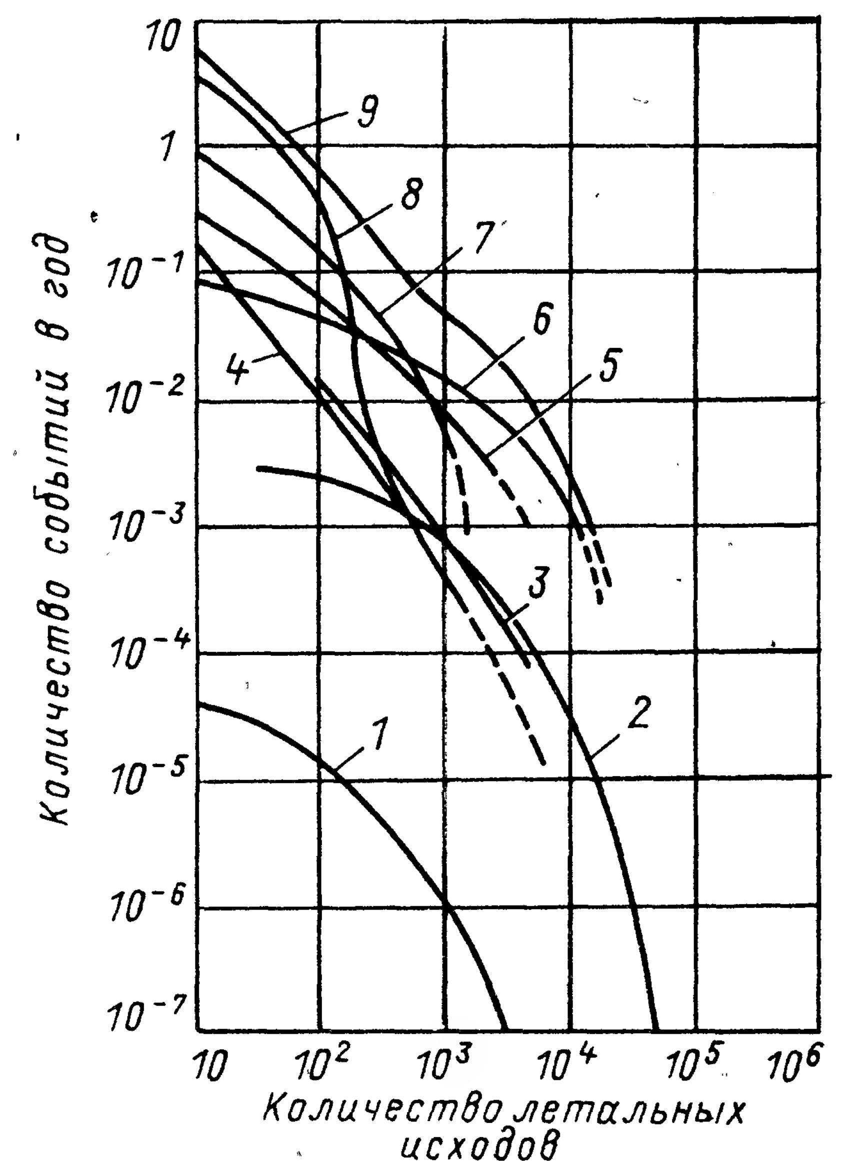


Рис. 8.11. Частота аварий и количество летальных исходов, обусловленных различными причинами (WASH-1400):

1 – эксплуатация 100 энергетических реакторов (ранние летальные исходы); *2* – эксплуатация 100 энергетических реакторов (поздние летальные исходы); *3* – выбросы хлора; *4* – авиационные катастрофы с падением самолетов на землю; *5* – взрывы; *6* – разрушение плотин; *7* – пожары; *8* – авиационные катастрофы; *9* – суммарное количество летальных исходов

Единичные железнодорожные или авиационные катастрофы привлекают существенно большее внимание общественности, чем автомобильные катастрофы, хотя в последнем случае число смертельных исходов значительно выше.

Таблица 1а. **АЭС мира по состоянию на 31.12.1984 г.***

Размещение АЭС	Эксплуатируется		Строится		Всего	
	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)
Аргентина	2	1016	1	745	3	1761
Бельгия	6	3633	2	2108	8	5741
Болгария	4	1760	2	2000	6	3760
Бразилия	1	657	2	2618	3	3275
Великобритания	35	10 613	7	4620	42	15 233
Венгрия	2	880	2	880	4	1760
ГДР	5	1830	6	3700	11	5530
Индия	5	1095	5	1175	10	2270
Испания	7	4885	5	4811	12	9696
Италия	3	1318	3	2058	6	3376
Канада	14	8749	9	7245	23	15 994
КНР	–	–	1	319	1	319
Куба	–	–	2	880	2	880
Мексика	–	–	2	1350	2	1350
Нидерланды	2	535	–	–	2	535
Пакистан	1	137	–	–	1	137
Польша	–	–	2	930	2	930
Румыния	–	–	3	2015	3	2015
СССР	44	23 179	33	34 636	77	57 815
США	86	74 221	40	47 518	126	121 739
о. Тайвань	5	4193	1	950	6	5143
Филиппины	–	–	1	651	1	651
Финляндия	4	2296	–	–	4	2296
Франция	40	34 790	21	26 921	61	61 711
ФРГ	19	16 955	7	7312	26	24 267
Чехословакия	3	1266	10	4947	13	6213
Швейцария	5	3034	–	–	5	3034
Швеция	10	7636	2	2200	12	9836
Югославия	1	664	–	–	1	664
ЮАР	1	965	1	965	2	1930
Южная Корея	3	1916	6	5946	9	7862
Япония	30	21 596	11	10 628	41	32 224
Итого	333	229 819	187	180 128	525	409 947

* В таблице внесены данные, которые заимствованы из журнала Atomwirtschaft/Atomtechnik, 1985, Bd 30, N 3, S. 132 – 134. (*Примеч. ред.*)

Таблица 1б. **Энергетические реакторы АЭС мира***

Реактор	Эксплуатируются		Строятся		Всего	
	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)	Число энерго-блоков	Суммарная мощность брутто, МВт (эл.)
PWR	166	130 971	125	126 400	291	257 371
BWR	74	56 864	24	25 377	98	82 241
HWR	23	11 555	19	11 220	42	22 775
LGR	26	15 302	9	10 636	35	25 938
HTGR	2	357	1	308	3	665
FBR	6	1343	2	1567	8	2910
GCR и прочие	41	13 427	7	4620	48	18 047
Итого	338	229 819	187	180 128	525	409 947

* См. сноску к табл. 1а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

К главе 1

Baujat, J.: La propulsion nucléaire en France; Ulken, D., *et al.*: Nuclear Ship Propulsion; and Levine, Z.: The US Nuclear Merchant Ship Program. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 9, pp. 392–403. Oxford: Pergamon Press. 1976.

Eklund, S.: Nuclear Power Development – The Challenge of the 1980s. IAEA Bulletin *23* (3), 8–18 (1981).

Galvez, L., *et al.*: Water Desalination in Mexico. In. Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 9, pp. 187–211. Oxford: Pergamon Press. 1976.

Häfele, W.: Energy in a Finite World. 1) Paths to a Sustainable Future; 2) A Global Systems Analysis. Cambridge, Mass.: Ballinger. 1981.

Häfele, W., *et al.*: Application of Nuclear Power Other Than for Electricity Generation. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 9, pp. 362–374. Oxford: Pergamon Press. 1976.

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Fuel and Heavy Water Availability. Report of INFCE Working Group 1. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Krymm, R., Charpentier, J.P.: Nuclear Power Development: Present Role and Medium-Term Prospects. IAEA Bulletin *22* (2), 11–22 (1980).

Low-Temperature Nuclear Heat. Papers presented at the ANS/ENS Topical Meeting, Helsinki University of Technology, Otaniemi, Finland, 21–24 August 1977. Nuclear Technology *38*, 1–333 (1977).

Nagel, O.: Nuclear Low Temperature Process Heat for Chemical Production Sites. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 9, pp. 431–434. Oxford: Pergamon Press. 1976.

Nuclear Energy and Its Fuel Cycle – Prospects to 2025. Paris: Nuclear Energy Agency/OECD. 1982.

Quadea, R.N., Meyer, L.: High Temperature Nuclear Heat Source for Hydrogen Production. Int. Journal of Hydrogen Energy *4*, 101–110 (1979).

Schmitt, D., Junk, H.: Kostenvergleich der Stromerzeugung auf der Basis von Kernenergie und Steinkohle. Atomwirtschaft/Atomtechnik *27*, 270–274 (1982).

Schulten, R., Kugeler, K.: High Temperature Reactors and Application to Nuclear Process Heat; and Quadea, R.N., Meyer, L.: The HTGR for Nuclear Process Heat Application. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 9, pp. 1–42. Oxford: Pergamon Press. 1976.

Szeless, A., Oszuszky, F.: Verfügbarkeit der Kernkraftwerke in der Welt im Jahre 1981. Atomwirtschaft/Atomtechnik *27*, 375–380 (1982)

Wilson, C.L.: Energy: Global Prospects 1985–2000. Report of the Workshop on Alternative Energy Strategies (WAES). New York: McGraw-Hill. 1977.

World Energy Demand. The Full Reports to the Conservation Commission of the World Energy Conference. Published for the World Energy Conference by Guildford, UK. New York: IPC Science and Technology Press. 1978.

World List of Nuclear Power Plants. Nuclear News *25* (2), 83–102 (1982).

К главе 2

American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors. LaGrange Park, Ill.: American National Standard Institute/American Nuclear Society, ANSI/ANS-5.1 (1979).

Fission Product Nuclear Data (FPND) – 1977. Proc. Second Advisory Group Meeting on Fission Product Nuclear Data, Energy Centrum Netherlands, Petten, 5–9 September 1977. Vienna: International Atomic Energy Agency, IAEA-213 (1978).

Glasstone, S., Edlund, M.C.: The Elements of Nuclear Reactor Theory. New York: Van Nostrand. 1965.

Glasstone, S., Sesonske, A.: Nuclear Reactor Engineering. New York: Van Nostrand. 1981.

Greenspan, H., *et al.*: Computing Methods in Reactor Physics. New York: Gordon and Breach. 1968.

Hummel, H.H., Okrent, D.: Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors. Hinsdale, Ill.: American Nuclear Society. 1970.

Keepin, G.R.: Physics of Nuclear Kinetics. Reading, Mass.: Addison-Wesley. 1965.

Lamarsh, J.R.: Introduction to Nuclear Reactor Theory. Reading, Mass.: Addison-Wesley. 1966.

Lamarsh, J.R.: Introduction to Nuclear Engineering. Reading, Mass.: Addison-Wesley. 1975.

Lewis, E.E.: Nuclear Power Reactor Safety. New York: John Wiley. 1977.

Meghreblien, R.v., Holmes, D.K.: Reactor Analysis. New York: McGraw-Hill. 1960.

Michaudon, A.: Nuclear Fission and Neutron Induced Fission Cross Sections. Oxford: Pergamon Press. 1981.

Nicholson, R.B., Fischer, E.A.: The Doppler Effect in Fast Reactors. Advances in Nuclear Science and Technology, Vol. 4, pp. 109–195. New York – London: Academic Press. 1968.

Oldekop, W.: Einführung in die Kernreaktor- und Kernkraftwerkstechnik, Teil I. München: Karl Thiemig. 1975.

Reactor Physics Constants. Argonne National Laboratory, ANL-5800 (1958).

Smidt, D.: Reaktortechnik. Karlsruhe: G. Braun. 1971.

Smidt, D.: Reaktorsicherheitstechnik. Berlin-Heidelberg-New York: Springer. 1979.

Weinberg, A.M., Wigner, E.P.: The Physical Theory of Neutron Chain Reactors. Chicago, Ill.: The University of Chicago Press. 1958.

Wiese, H.W., Fischer, U.: KORIGEN – Ein Programm zur Bestimmung des nuklearen Inventars von Reaktorbrennstoffen im Brennstoffkreislauf. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3014 (1981).

К главе 3

Best, F.R., Driscoll, M.J.: The Prospects for Uranium Recovery from Seawater. In: 1980 Annual Meeting, Las Vegas, Nev., June 9–12, 1980. American Nuclear Society Transactions *34*, 380–381 (1980).

Connolly, T.J., *et al.*: World Nuclear Energy Paths. New York-London: The Rockefeller Foundation/The Royal Institute of International Affairs. 1979.

Evaluation of Uranium Resources. Proceedings of an Advisory Group Meeting. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1979.

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Fuel and Heavy Water Availability. Report of INFCE Working Group 1. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

International Uranium Resources Evaluation Project (IUREP), Report on Phase 1. San Francisco, Cal.: Miller Freeman. 1980.

Problems of US Uranium Resources and Supply to the Year 2010, National Research Council, Supporting Paper No. 1. Committee on Nuclear and Alternative Energy Systems (CONAES), Uranium Resource Group. Washington: National Academy of Science. 1978.

Uranium: Resources, Production and Demand. A Joint Report by the OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. Paris: Organisation for Economic Cooperation and Development. 1979 and 1982.

Uranium enrichment

Becker, E.W., *et al.*: Uranium Enrichment by the Separation Nozzle Method Within the Framework of German/Brazilian Cooperation. Nuclear Technology *52*, 105–114 (1981).
Cohen, K.: The Theory of Isotope Separation as Applied to the Large-Scale Production of U-235. New York: McGraw-Hill. 1951.
Ehrfeld, W., Ehrfeld, U.: Anreicherung von U-235. In: Gmelin Handbuch der Anorganischen Chemie, Uran, Ergänzungsband 2A, Isotope. Berlin-Heidelberg-New York: Springer. 1980.
International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Enrichment Availability. Report of INFCE Working Group 2. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.
Uranium Enrichment (Villani, S., ed.). Topics in Applied Physics, Vol. 35. Berlin-Heidelberg-New York: Springer. 1979.

Technology of uranium fuel

Benedict, M., *et al.*: Nuclear Chemical Engineering. New York: McGraw-Hill. 1981.
Brandberg, S.G.: The Conversion of Uranium Hexafluoride to Uranium Dioxide. Nuclear Technology *18*, 177–184 (1973).
Hackstein, K.G., Plöger, F.: Neue Anlage zur Erzeugung von UO_2-Pulver aus UF_6. Atomwirtschaft/Atomtechnik *12*, 524–526 (1967).
Hardy, C.J.: The Chemistry of Uranium Milling. Radiochimica Acta *25*, 121–134 (1978).
Kernbrennstoffkreislauf, Band I (Keller, C., Möllinger, H., eds.). Heidelberg: Dr. Alfred Hüthig. 1978.
Schneider, V.W., Plöger, F.: Herstellung von Brennelementen. In: Chemie der nuklearen Entsorgung, Teil I (Baumgärtner, F., ed.), pp. 115–138. München: Karl Thiemig. 1978.
Seidel, D.C.: Extracting Uranium from Its Ores. International Atomic Energy Agency Bulletin *23* (2), 24–28 (1981).

К главе 4

Light water reactors

Druckwasserreaktor. Erlangen: Kraftwerk Union AG, K/10567 (1981).
General Description of a Boiling Water Reactor. San Jose, Cal.: General Electric Company. 1978.
Lamarsh, J.R.: Introduction to Nuclear Engineering. Reading, Mass.: Addison-Wesley. 1975.
Lewis, E.E.: Nuclear Power Reactor Safety. New York: John Wiley. 1977.
Märkl, H.: Core Engineering and Performance of KWU Pressurized Water Reactors. Erlangen: Kraftwerk Union AG. 1976.
Nero, A.V.: A Guidebook to Nuclear Reactors. Berkeley-Los Angeles-London: University of California Press. 1979.
Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke (Oldekop, W., ed.). München: Karl Thiemig. 1974.

Sauer, A.: Siedewasserreaktoren für Kernkraftwerke. Berlin: AEG Telefunken, Handbücher Band 10. 1969.
Smidt, D.: Reaktor-Sicherheitstechnik. Berlin-Heidelberg-New York: Springer. 1979.
Technical Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants – A Guide Book. Vienna: International Atomic Energy Agency, TR 204 (1981).

Gas cooled reactors

Boyer, V.S., *et al.*: High Temperature Reactors. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April, 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 2, pp. 191–217. Oxford: Pergamon Press. 1976.
Dahlberg *et al.*: HTGR Fuel and Fuel Cycle Summary Description. San Diego, Cal.: General Atomic Company, GA-A 12801 (1974).
Development Status and Operational Features of the High Temperature Gas Cooled Reactor. Palo Alto, Cal.: Electric Power Research Institute, EPRI NP-142 (1976).
Engelmann, P., Oehme, H.: Ziele der HTR-Entwicklung für Stromerzeugung und Prozeßwärme. Atomwirtschaft/Atomtechnik *22*, 484–490 (1977).
Fassbender, J., *et al.*: Zur Störfalltopologie des Hochtemperaturreaktors. Atomkernenergie/Kerntechnik *37*, 81–86 (1981).
Harder, H., *et al.*: Das 300 MWe Thorium-Hochtemperatur-Kernkraftwerk (THTR). Atomwirtschaft/Atomtechnik *16*, 238–245 (1971).
Schulten, R., *et al.*: The Pebble-bed High Temperature Reactor as a Source of Nuclear Process Heat. Kernforschungsanlage Jülich, Jül 1115-RG (1974).
Wessmann, G.L., Mofette, T.R.: Safety Design Bases for HTGR. Nuclear Safety *14*, 618–634 (1973).

Heavy water reactors

Foster, J.S., Critoph, E.: The Status of the Canadian Nuclear Programme and Possible Future Strategies. Annals of Nuclear Energy, Vol. 2, pp. 689–703. Oxford: Pergamon Press. 1975.
McIntyre, H.C.: Natural Uranium Heavy Water Reactors. Scientific American *233* (4), 17–27 (1975).
Smith, H.A.: A Review of the Development Status of CANDU Nuclear Power Plants. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April, 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 2, pp. 38–44. Oxford: Pergamon Press. 1976.
Study of the Development Status and Operational Features of Heavy Water Reactors, Palo Alto, Cal.: Electric Power Research Institute, EPRI NP-365 (1977).
Woodhead, L.W., Ingolfsrud, L.J.: Performance of Canadian Commercial Nuclear Units and Heavy Water Plants. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April, 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 2, pp. 103–112. Oxford: Pergamon Press. 1976.

Near breeders and thermal breeder reactors

Conceptual Design Study of a Single Fluid Molten Salt Breeder Reactor. Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4541 (1971).
The Development Status of Molten Salt Breeder Reactors. Oak Ridge National Laboratory, ORNL-4812 (1972).
Perry, A.M., Weinberg, A.M.: Thermal Breeder Reactors. In: Annual Review of Nuclear Science, Vol. 22, pp. 317–354. Palo Alto, Cal.: Annual Reviews Inc. 1972.
Status and Prospects of Thermal Breeders and Their Effect on Fuel Utilization. Vienna: International Atomic Energy Agency, IAEA Technical Report Series No. 195 (1979).

17 — Зак. 1175

General, FBR plant description

Barthold, W.P., *et al.*: Optimization of Radially Heterogeneous 1000 MWe LMFBR Core Configurations. Palo Alto, Cal.: Electric Power Research Institute, EPRI-NP-1000 (1979).

Carle, R.: SUPERPHENIX: First Commercial Plant of the Fast Breeder Line. J. British Nuclear Energy Society *14*, 183–190 (1975).

Clinch River Breeder Reactor Project – A Special Feature Issue. Nuclear Engineering International *19*, 835–865 (1974).

Design, Construction and Operating Experience of Demonstration LMFBR's, Proc. Int. Symposium, Bologna, Italy, 10–14 April 1978. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1978.

Dickson, P.W., Doncals, R.A.: Heterogeneous Core Designs for LMFBR's. In: Advances in Nuclear Science and Technology, Vol. 12, pp. 33–91. New York-London: Plenum Press. 1980.

Fast Flux Test Facility (FFTF) – A Special Survey. Nuclear Engineering International *17*, 613–628 (1972).

Häfele, W., *et al.*: Fast Breeder Reactors. In: Annual Review of Nuclear Science, Vol. 20, pp. 393–434. Palo Alto, Cal.: Annual Reviews Inc. 1970.

Häfele, W., *et al.*: Fusion and Fast Breeder Reactors. Laxenburg, Austria: International Institute for Applied Systems Analysis, RR-77-8 (1977).

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Fast Breeders. Report of INFCE Working Group 5. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Judd, A.M.: Fast Breeder Reactors – An Engineering Introduction. Oxford: Pergamon Press. 1981.

Kazachkovskij, O.D., *et al.*: The Present Status of the Fast Reactor Programme in the USSR. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2–13 May 1977, Vol. 1, pp. 393–414. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.

Khodarev, E.: Liquid Metal Fast Breeder Reactors. International Atomic Energy Agency Bulletin *20* (6), 29–38 (1978).

Köhler, M., *et al.*: Design Considerations for the Primary System and the Primary Components of SNR-2. In: Optimisation of Sodium-Cooled Fast Reactors, Proc. Int. Conference, London, 28 November–1 December 1977, pp. 249–253. London: British Nuclear Energy Society. 1977.

Leipunskii, A.I., *et al.*: A Nuclear Power Station with the BN-600 Reactor. Soviet Atomic Energy (Atomnaya Energiya) *25*, 1216–1221 (1968).

Meshkov, A.G., *et al.*: Prospects of Development of Fast Nuclear Power Reactors in the USSR. In: Nuclear Energy Maturity, Proc. European Nuclear Conference, Paris, 21–25 April 1975 (Zaleski, P., ed.), Vol. 11, pp. 120–124. Oxford: Pergamon Press. 1976.

Morgenstern, F.H.: Der Stand des Projektes Kernkraftwerk Kalkar (SNR 300). Atomkernenergie/Kerntechnik *36*, 250–252 (1980).

PFR – A Special Feature on the British Prototype Fast Breeder Reactor. Nuclear Engineering International *16*, 629–650 (1971).

PHENIX – A Special Feature on the French Prototype Fast Breeder Reactor. Nuclear Engineering International *16*, 557–580 (1971).

Schröder, R., Wagner, J.: Überlegungen zur Einführung schneller Brutreaktoren im DEBENE-Bereich. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-Ext. 25/75-1 (1975).

SNR-300, Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor Prototype Plant. Nuclear Engineering International *21* (246), 39–58 (1976).

Vendryes, G., *et al.*: Fast Neutron Reactors – Advancement from Initial Research to the PHENIX Power Plant. Argonne National Laboratory, ANL-Trans-1007 (1975).

Waltar, A.E., Reynolds, A.B.: Fast Breeder Reactors. New York: Pergamon Press. 1981.

Yevick, J.G., Amorosi, A.: Fast Reactor Technology. Cambridge, Mass.: The MIT Press. 1966.

Fast reactor physics and safety

Bunz, H., Scholle, U.: Study of the Containment System for the Planned SNR-2 FBR. Proc. 15th DOE Nuclear Aircleaning Conference, Boston, 7–10 August 1978. Springfield, Va.: National Technical Information Servide, US Department of Commerce, CONF 780819 (1979).

Engineering of Fast Reactors for Safe and Reliable Operations. Proc. Int. Conference, Karlsruhe, 9–13 October 1972. Kernforschungszentrum Karlsruhe. 1973.

Fast Reactor Physics. Proc. Int. Symposium, Aix-en-Provence, 24–28 September 1979. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Fast Reactor Safety, Proc. Int. Meeting, Beverly Hills, Cal., 2–4 April 1974. Washington: US Atomic Energy Commission, CONF-740401 (1974).

Fast Reactor Safety and Related Physics, Proc. Int. Meeting, Chicago, Ill., 5–8 October 1976. Springfield, Va.: National Technical Information Service, US Department of Commerce, CONF-761001 (1976).

Fast Reactor Safety Technology, Proc. Int. Meeting, Seattle, Wash., 19–23 August 1979. LaGrange Park, Ill.: American Nuclear Society. 1979.

Fidler, R.S., Collins, M.J.: A Review of Corrosion and Mass Transport in Liquid Sodium and the Effects on the Mechanical Properties. Atomic Energy Review *13*, 3–50 (1975).

Friedrich, H.J.: SNR-300 Tank External Core Retention Device, Design and Philosophy Behind It. Proc. Second Post-Accident Heat Removal Information Exchange, Albuquerque, N.M., 13–14 November 1975. Sandia Laboratories, SAND-76-9008 (1977).

Graham, J.: Fast Reactor Safety. New York: Academic Press. 1971.

Häfele, W.: Prompt überkritische Leistungsexkursionen in schnellen Reaktoren. Nukleonik *5*, 201–208 (1963).

Hummel, H.H., Okrent, D.: Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors. Hinsdale, Ill.: American Nuclear Society. 1970.

IAEA International Working Group on Fast Reactors, IAEA Study Group Meeting on Steam Generators for LMFBR's, Bensberg, Germany, 14–17 October, 1974. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1974.

Jordan, H., *et al.*: PARDISEKO III – A Computer Code for Determining the Behavior of Contained Nuclear Aerosols. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-2151 (1975).

Kessler, G., *et al.*: Safety of the LMFBR and Aspects of Its Fuel Cycle. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2–13 May 1977, Vol. 5, pp. 661–674. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.

Kiefhaber, E.: The KFKINR-Set of Group Constants. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-1572 (1972).

Nicholson, R.B., Fischer, E.A.: The Doppler Effect in Fast Reactors. Advances in Nuclear Science and Technology, Vol. 4, pp. 109–195. New York-London: Academic Press. 1968.

Tang, Y.S., *et al.*: Thermal Analysis of Liquid Metal Fast Breeder Reactors. LaGrange Park, Ill.: American Nuclear Society. 1978.

van de Vate, J.F.: The Safety of SNR 300 and the Aerosol Model; A Summary Report of the RCN Aerosol Research 1967–1971. RCN Petten, Netherlands, RCN-174 (1972).

Vossebrecker, H., Grönefeld, G.: Brennstoffrückhaltung im Reaktortank von natriumgekühlten Reaktoren nach hypothetischen Störfällen mit Kernschmelzen. Atomkernenergie-Kerntechnik *36*, 288–291 (1980).

Gas cooled fast breeder reactors

Dalle Donne, M., Goetzmann, C.A.: Design and Safety Studies for the Gas-Cooled Fast Reactor in the Federal Republic of Germany. In: Gas-Cooled Reactors with Emphasis on Advanced Systems, Proc. Symposium, Jülich, 13–17 October 1975, Vol. II, pp. 377–396. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1976.

Melese-d'Hospital, G., Simon, R.H.: Status of Gas-Cooled Fast Breeder Reactor Programs. Nuclear Engineering and Design *40*, 5–12 (1977).

К главе 6

Chang, Y.I., *et al.*: Alternative Fuel Cycle Options. Argonne National Laboratory, ANL-77-79 (1977).

Conolly, Th.J., *et al.*: World Nuclear Energy Paths. New York-London: The Rockefeller Foundation/The Royal Institute of International Affairs. 1979

Data Base for a CANDU PHWR Operating on the Thorium Cycle. Atomic Energy of Canada Ltd., AECL-6595 (1979).

Edlund, M.C.: High Conversion Ratio Plutonium Recycle in Pressurized Water Reactors. In: Proceedings of the Wingspread Conference on Advanced Converters and Near Breeders, Racine, Wis., 14–16 May 1975. Annals of Nuclear Energy, Vol. 2, pp. 801–807. Oxford: Pergamon Press. 1975.

Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors (GESMO). Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-002 (1976).

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Fuel and Heavy Water Availability. Report of INFCE Working Group 1. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Reprocessing, Plutonium Handling, Recycle. Report of INFCE Working Group 4. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Fast Breeder Reactors. Report of INFCE Working Group 5. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Advanced Fuel Cycle and Reactor Concepts. Report of INFCE Working Group 8. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Kasten, P., *et al.*: Assessment of Thorium Fuel Cycles in Power Reactors. Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-5565 (1977).

Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management. (Pines, D., ed.). Reviews of Modern Physics *50* (1), Part II (1978).

Shapiro, N.L., *et al.*: Assessment of Thorium Fuel Cycles in PWR's. Palo Alto, Cal.: Electric Power Research Institute, EPRI-NP-359 (1977).

Stehle, H., *et al.*: Experience with Plutonium Recycle Fuel for Large Light Water Reactors in the Federal Republic of Germany. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2–13 May 1977, Vol. 3, pp. 305–322. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.

К главе 7

Transport and storage of spent fuel elements

Brennelement-Zwischenlager Ahaus. Hannover: Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK). 1979.

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Spent Fuel Management. Report of INFCE Working Group 6. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

The Safe Transport of Radioactive Materials. Special Issue. IAEA Bulletin *21* (6), 2–75 (1979).

Shipments of Nuclear Fuel and Waste: Are They Really Safe? Washington: US Department of Energy, DOE/EV-0004 (1977).

Spent Fuel Storage Factbook: Facts Booklet. Washington: US Department of Energy, DOE/NE-005 (1980).

Transportbehälter – Die trockene Lagerung von ausgedienten Brennelementen. Hannover: Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK). 1979.

Uranium/plutonium fuel cycle

Baumgärtner, F.: Chemie der nuklearen Entsorgung. München: Karl Thiemig. 1978.

Benedict, M., *et al.*: Nuclear Chemical Engineering. New York: McGraw-Hill. 1981.

Bericht über das in der Bundesrepublik Deutschland geplante Entsorgungszentrum für ausgediente Brennelemente aus Kernkraftwerken. Hannover: Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK). 1977.

Cohen, B.: High-level Radioactive Waste from Light Water Reactors. Reviews of Modern Physics *49*, 1–20 (1977).

Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors (GESMO). Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-002 (1976).

Fischer, U., Wiese, H.W.: KORIGEN – Ein Programm zur Bestimmung des nuklearen Inventars von Reaktorbrennstoffen im Brennstoffkreislauf. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3014 (1982).

Haug, H.O.: Zerfallsrechnungen verschiedener mittelaktiver und actinidenhaltiger Abfälle des LWR-Brennstoffkreislaufs; Teil I: Modellmäßig abgeleitete Basisdaten, Aktivität und Wärmeleistung; Teil II: Radiotoxizitätsvergleich. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3221 (Part I) and KfK-3222 (Part II) (1981).

Hennies, H.H., Körting, K.: Nukleare Sicherheit von Wiederaufarbeitungsanlagen. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-2399 (1976).

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Reprocessing, Plutonium Handling, Recycle. Report of INFCE Working Group 4. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Lakey, L.T.: A Safety Analysis for the Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center. Nuclear Technology *43*, 213–221 (1979).

Leblanc, J.M., Vanden Bemden, E.: Chemical Aspects of Mixed Oxide Fuel Production. Radiochimica Acta *25*, 149–152 (1978).

Rapin, M.: Reprocessing: Experience and Outlook. In: World Nuclear Energy – Accomplishments and Perspectives, Proc. Int. Conference Washington, 17–21 November 1981. Transactions American Nuclear Society *37*, 176–183 (1981).

Thorium/U-233 fuel cycle

Feraday, M.A.: Remote Fabrication of (U-233/Th)O_2 Pellet-Type Fuels for CANDU Reactors. Transactions American Nuclear Society *32*, 233–234 (1979).

International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Advanced Fuel Cycle and Reactor Concepts. Report of INFCE Working Group 8. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Lotts, A.L., *et al.*: HTGR Fuel and Fuel Cycle Technology. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2–13 May 1977, Vol. 3, pp. 433–452. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.

Merz, E.: Wiederaufarbeitung thoriumhaltiger Kernbrennstoffe im Lichte proliferationssicherer Brennstoffkreisläufe. Naturwissenschaften *65*, 424-431 (1978).
Orth, D.A.: Savannah River Plant Thorium Reprocessing Experience. Nuclear Technology *43*, 63-74 (1979).
Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management (Pines, D., ed.). Reviews of Modern Physics *50* (1), Part II (1978).
Zimmer, E., *et al.*: Aqueous Chemical Processes for the Preparation of High Temperature Reactor Fuel Kernels. Radiochimica Acta *25*, 161-169 (1978).

Uranium/plutonium fuel cycle of fast breeder reactors

Allardice, R.H. *et al.*: Fast Reactor Fuel Reprocessing in the United Kingdom. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2-13 May 1977, Vol. 3, pp. 615-630. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.
Auchapt, P., *et al.*: The French R&D Programme for Fast Reactor Fuel Reprocessing. In: Fast Reactor Fuel Reprocessing, Proc. Symposium, Dounreay, 15-18 May 1979, pp. 51-59. London: Society of Chemical Industry. 1980.
Barret, T.R.: The Reconstruction of the Fast Reactor Reprocessing Plant, Dounreay. In: Fast Reactor Fuel Reprocessing, Proc. Symposium, Dounreay, 15-18 May 1979, pp. 17-35. London: Society of Chemical Industry. 1980.
Baumgärtner, F., Ochsenfeld, W.: Development and Status of LMFBR Fuel Reprocessing in the Federal Republic of Germany. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-2301 (1976).
Bishop, J.F., *et al.*: Fast Reactor Fuel Design and Development. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2-13 May 1977, Vol. 3, pp. 377-391. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.
Ebert, K.H.: Die Wiederaufarbeitung von Schnellbrüter-Brennelementen. Atomkernenergie/Kerntechnik *36*, 259-263 (1980).

Funke, P., *et al.*: Weiterentwicklung des oxidischen Brennstoffes zum Schnellbrütereinsatz. Atomkernenergie/Kerntechnik *36*, 253-258 (1980).
International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Fast Breeder Reactors. Report of INFCE Working Group 5. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.
Sauteron, J.: Technologie du retraitement des combustibles des réacteurs rapides. In: Nuclear Power and Its Fuel Cycle, Proc. Int. Conference, Salzburg, 2-13 May 1977, Vol. 3, pp. 633-645. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1977.

Waste conditioning and waste disposal

Closs, K.D.: Vergleich der verschiedenen Entsorgungsalternativen und Beurteilung ihrer Realisierung. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3000 (1980).
Environmental Aspects of Commercial Radioactive Waste Management. Washington: US Department of Energy, DOE/ET-0029 (1979).
Environmental Survey of the Reprocessing and Waste Management Portions of the LWR Fuel Cycle. Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0016 (1976).
International Nuclear Fuel Cycle Evaluation, Waste Management and Disposal. Report of INFCE Working Group 7. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Röthemeyer, H., Closs, K.D.: High Level Waste Disposal. In: World Nuclear Energy Accomplishments and Perspectives, Proc. Int. Conference, Washington, 17-21 November 1981. Transactions American Nuclear Society *37*, 165-174 (1981).
Technology of Commercial Radioactive Waste Management. Washington: US Department of Energy, DOE/ET-0028 (1979).

Radioactivity releases during normal operation

Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern. Bonn: Bundesministerium des Innern, Gemeinsames Ministerialblatt *21*, 369-436 (1979).
Baumgärtner, F., *et al.*: Stand der Technik bei der Behandlung des Auflöserabgases einer Wiederaufarbeitungsanlage. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-2615 (1978).
Bericht über das in der Bundesrepublik Deutschland geplante Entsorgungszentrum für ausgediente Brennelemente aus Kernkraftwerken. Hannover: Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK), 1977.
Final Environmental Statement Related to Construction and Operation of Clinch River Breeder Reactor Plant. Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0139 (1977).
Final Generic Environmental Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors (GESMO). Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-002 (1976).
Glasstone, S., Jordan, H.W.: Nuclear Power and Its Environmental Effects. LaGrange Park, Ill.: American Nuclear Society. 1980.
Halbritter, G., Leßmann, E.: Vergleich der Strahlenexposition aus Emissionen von Modell-Brennstoffkreisläufen für den Druckwasserreaktor und den Schnellen Brutreaktor. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3315 (1982).
Halbritter, G., *et al.*: Beitrag zu einer vergleichenden Umweltbelastungsanalyse am Beispiel der Strahlenexposition beim Einsatz von Kohle und Kernenergie zur Stromerzeugung. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3266 (1982).
Halbritter, G., *et al.*: Contribution to a Comparative Environmental Impact Assessment of the Use of Coal and Nuclear Energy for Electricity Generation. In: Health Impacts of Different Sources of Energy, Proc. Int. Symposium, Nashville, Tenn., 22-26 June 1981, pp. 229-247. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1982.
International Commission on Radiological Protection. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26. Oxford: Pergamon Press. 1977.
Jackson, P., *et al.*: Radon-222 Emissions in Ventilation Air Exhausted from Underground Mines. Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-CR-0627 (1979).
Neilson, K.: Prediction of Net Radon-222 Emission from a Model Open Pit Uranium Mine. Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-CR-0628 (1979).
Preliminary Safety and Environmental Information Document. Washington: US Department of Energy, DOE/NE-0003/7 (1980).
Proposed Final Environmental Impact Statement on LMFBR's. Washington: US Energy Research and Development Agency, WASH-1535 (1975).
Radiological Impact Caused by Emissions of Radionuclides into Air in the USA.. Washington: US Environmental Protection Agency, US-EPA 520/7-79-006, Preliminary Report (1979).
Regulating Guide 1.109, Revision 1, Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR, Part 50, Appendix I. Washington: US Nuclear Regulatory Commission. 1977.

Report to the American Physical Society by the Study Group on Nuclear Fuel Cycles and Waste Management (Pines, D., ed.). Reviews of Modern Physics *50* (1), Part II (1978).
Schüttelkopf, H.: Radioökologische Aspekte der Entsorgung. In: Chemie der nuklearen Entsorgung (Baumgärtner, F., ed.), Vol. 1, pp. 155-181. München: Karl Thiemig. 1978.

Status Report on EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment. Palo Alto, Cal.: Electric Power Research Institute, EPRI-NP-1128 (1979).

Technology for Commercial Radioactive Waste Management. Washington: US Department of Energy, DOE/ET-0028 (1979).

Uranium Fuel Cycle (CFR, Title 40, Part 190). Washington: US Environmental Protection Agency. 1977.

Wilhelm, I.: Spaltjodabtrennung in Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-2244 (1975).

Bayer, A., Heuser, F.W.: Basic Aspects and Results of the German Risk Study. Nuclear Safety *22*, 695–709 (1981).

Der Bundesminister für Forschung und Technologie: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Köln: TÜV Rheinland, 1979.

Bunz, H., *et al.*: The Role of Aerosol Behavior in Light Water Reactor Core Melt Accidents. Nuclear Technology *53*, 141–146 (1981).

Canvey Island Report: Summary of an Investigation of Potential Hazards from Operations in the Canvey Islands/Thurrock Area. London: UK Health and Safety Executive. 1978.

Dunster, H.J.: The Approach of a Regulatory Authority to the Concept of Risk. IAEA Bulletin *22* (5/6), 123–128 (1980).

Ehrhardt, J., *et al.*: Unfallfolgen- und Risikoabschätzungen im Anschluß an die probabilistische Sicherheitsstüdie für ein Kernkraftwerk mit einem HTR großer Leistung (HTR-1160). Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-3382 (1982).

Farmer, F.R.: Reactor Safety and Siting: A Proposed Risk Criterion. Nuclear Safety *8*, 539–548 (1967).

Hamilton, L.D.: Comparative Risks from Different Energy Systems: Evolution of the Methods of Studies. IAEA Bulletin *22* (5/6), 35–71 (1980).

Hennies, H.H., *et al.*: Ablauf und Konsequenzen eines Kernschmelzenunfalls. Atomwirtschaft/Atomtechnik *26*, 168–176 (1981).

HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Phase II. Report for the USA Department of Energy. San Diego, Cal.: General Atomic, GA-A 15000 (1978).

Levenson, M., Rahm, F.: Realistic Estimates of the Consequences of Nuclear Accidents. Nuclear Technology *53*, 99–110 (1981).

Lewins, E.E.: Nuclear Power Reactor Safety. New York: John Wiley. 1977.

Piper, H., *et al.*: Clinch River Breeder Reactor Plant Safety Study. Nuclear Safety *19*, 316–329 (1978).

Reactor Safety Study: An Assessment of Accidents Risks in US Commercial Nuclear Power Plants (Rasmussen, N.C., ed.). Washington: US Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014) (1975).

Risikoorientierte Analyse zum SNR-300 Bericht der GRS. München: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), GRS-S1 (1982).

The Risk Assessment Review Group to the USNRC. Washington: US Nuclear Regulatory Commission, NUREG-CR-04000 (1978).

Status Report on EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment. Palo Alto, Cal.: Electric Power Research Institute, EPRI-NP-1128 (1979).

The Agency's Safeguards System (1965, as provisionally extended in 1966 and 1968). Vienna: International Atomic Energy Agency. INFCIRC/66/ Rev. 2 (1968).

The Agency's Statute (as amended up to 1 June 1973). Vienna: International Atomic Energy Agency. 1980.

Avenhaus, R.: Material Accountability: Theory, Verification, Applications. New York: John Wiley. 1978.

Böhnel, K.: Determination of Plutonium in Nuclear Fuels Using the Neutron Coincidence Method. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK-2203 (1975). Translated as AWRE TRANS 70 (54/4252) (1978).

Crane, T.W.: Measurement of Uranium and Plutonium in Solid Waste by Passive Photon or Neutron Counting and Isotopic Neutron Source Interrogation. Los Alamos National Laboratory, LA-8294-MS (1980).

Crutzen, S.J.: Ultrasonic Techniques Suitable for Fuel Storage Surveillance and Containers Unique Identification and Integrity Checks. In: Proc. ESARDA 1st Annual Symposium, Brussels 25–27 April 1979, pp. 89–94. Ispra: Joint Research Center, Commission of European Communities, ESARDA 10 (1979).

de Volpi, A.: Proliferation Plutonium and Policy. Oxford: Pergamon Press. 1979.

European Safeguards Research and Development Association. Proc. ESARDA Annual Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management. 1) Brussels, 25–27 April 1979 (ESARDA 10); 2) Edinburgh, 26–28 March 1980 (ESARDA 11); 3) Karlsruhe, 6–8 May 1981 (ESARDA 13). Ispra: Joint Research Centre, Commission of the European Communities.

IAEA Safeguards – An Introduction. Vienna: International Atomic Energy Agency, IAEA/SG/INF 3 (1981).

Lovett, J.E.: Nuclear Materials: Accountability, Management and Safeguards. LaGrange Park, Ill.: American Nuclear Society. 1974.

Nuclear Safeguards Technology 1978. Proc. Symposium, Vienna, 2–6 October 1978. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1979.

The Physical Protection of Nuclear Materials. Vienna: International Atomic Energy Agency, INFCIRC/225/Rev. 1 (1977).

Reilly, T.D., Parker, J.L.: A Guide to Gamma-ray Assay for Nuclear Material Accountability. Los Alamos National Laboratory, LA-5794-M (1975).

Reilly, T.D., *et al.*: The Enrichment Meter, a Simple Method for Measuring Isotopic Enrichment. Los Alamos National Laboratory, LA-4605-M (1970).

Safeguards in the Seventies – A Bibliography of LANL Safeguards R and D Publications 1970–1979. Los Alamos National Laboratory, LA-8663-MS (1980).

Safeguards Techniques, Proc. Symposium, Karlsruhe, 6–10 July 1970. Vienna: International Atomic Energy Agency. 1970.

Sher, R., Untermyer, S.: The Detection of Fissionable Materials by Nondestructive Means. LaGrange Park, Ill.: American Nuclear Society. 1980.

Special Issue for the Second Non-Proliferation Treaty. Review Conference, August 1980. IAEA Bulletin *22* (3/4), 1–101 (1980).

The Structure and Content of Agreements between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons. Vienna: International Atomic Energy Agency, INFCIRC/153 (1971).

Taylor, T.B.: Nuclear Safeguards. In: Annual Review of Nuclear Science, Vol. 25, pp. 406–421. Palo Alto, Cal.: Annual Reviews Inc. 1975.

Treaty for the Prohibition of Nuclear Weapons in Latin America, 14 February 1967. New York: United Nations, UN Treaty Series No. 9068 (1967).

The Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons; London, Moscow, Washington, 1 July 1968. Vienna: International Atomic Energy Agency, INFCIRC/140 (1970).

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие к русскому изданию 3
Предисловие 5
Предисловие автора 9
Список сокращений 12
1. **Введение** 16
1.1. Развитие ядерной энергетики в мире 16
1.2. Практическое использование ядерной энергии 19
1.2.1. Ядерная энергия как источник электроэнергии и высокотемпературной теплоты 19
1.2.2. Судовые реакторы 21
1.2.3. Использование высокотемпературной теплоты ядерных реакторов 22
1.2.4. Получение водорода 23
1.3. Экономические аспекты ядерной энергетики 23
1.3.1. Стоимость производства электроэнергии 24
1.3.2. Коэффициент использования мощности АЭС 25
2. **Некоторые физические основы реакторов-конвертеров и быстрых реакторов-размножителей** 26
2.1. Основы ядерной физики 26
2.1.1. Упругое рассеяние 27
2.1.2. Неупругое рассеяние 27
2.1.3. Захват нейтрона 27
2.1.4. Деление ядер 28
2.1.5. Выделение энергии при делении ядер 29
2.1.6. Постоянная распада и период полураспада 29
2.1.7. Мгновенные и запаздывающие нейтроны 30
2.1.8. Остаточное тепловыделение в реакторе 30
2.2. Поток нейтронов и скорость ядерных реакций 31
2.3. Пространственное распределение потока нейтронов в активной зоне реактора 32
2.4. Выгорание топлива и образование продуктов деления и актинидов 36
2.5. Коэффициент конверсии и коэффициент воспроизводства 38
2.6. Коэффициент конверсии и эффективность использования топлива 40
2.7. Источники активности в реакторе 41
2.8. Характеристики внутренней безопасности реакторов 43
2.8.1. Реактивность и нестационарные условия работы реактора 43
2.8.2. Температурные коэффициенты реактивности 44
2.8.2.1. Температурный коэффициент реактивности, связанный с эффектом Доплера 44
2.8.2.2. Коэффициенты реактивности замедлителя и теплоносителя 45
2.8.2.3. Температурный коэффициент реактивности конструкционных материалов 46
2.8.3. Управление реактором и анализ его безопасности 47
2.8.3.1. Изменение реактивности реактора при выводе его на мощность и в процессе эксплуатации при номинальной нагрузке 47
2.8.3.2. Качественное описание поведения реактора при изменении мощности 47
3. **Обеспечение ядерным топливом** 49
3.1. Введение (ядерный топливный цикл) 49

3.2. Ресурсы природного урана и потребности в них 50
3.2.1. Потребность в уране реакторов различного типа 50
3.2.2. Достоверные запасы урана и тория 53
3.2.2.1. Мировые запасы урана 53
3.2.2.2. Производство урана 56
3.2.2.3. Запасы тория 57
3.2.3. Потребности в уране и его запасы 58
3.3. Получение концентрата, чистых соединений и преобразование урана 58
3.4. Обогащение урана 60
3.4.1. Введение 60
3.4.2. Схемы заводов по обогащению урана 60
3.4.3. Обогащение урана газодиффузионным методом 62
3.4.4. Центрифужный метод обогащения 65
3.4.5. Аэродинамические методы 67
3.4.6. Усовершенствованные методы разделения 68
3.4.7. Оптимальное содержание урана в отвале 68
3.5. Производство топлива 68
4. **Реакторы-конвертеры с тепловым спектром нейтронов** 70
4.1. Легководные реакторы 70
4.1.1. Реакторы с водой под давлением 71
4.1.1.1. Активная зона 72
4.1.1.2. Система охлаждения 74
4.1.1.3. Защитная оболочка 76
4.1.1.4. Системы регулирования 76
4.1.1.5. Система безопасности 78
4.1.1.5.1. Аварийная остановка реактора 78
4.1.1.5.2. Система аварийного электропитания 79
4.1.1.5.3. Система аварийной подачи питательной воды 79
4.1.1.5.4. Система аварийного охлаждения и отвода энергии остаточного тепловыделения 79
4.1.1.5.5. Герметизация защитной оболочки 80
4.1.2. Реакторы с кипящей водой 80
4.1.2.1. Активная зона, корпус давления и система охлаждения 80
4.1.2.2. Системы безопасности 85
4.1.2.3. Система аварийного охлаждения и отвода энергии остаточного тепловыделения 86
4.2. Тепловые газоохлаждаемые реакторы 87
4.2.1. Усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы 88
4.2.2. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы 90
4.2.2.1. Реактор HTGR с призматическими ТВС 90
4.2.2.2. Реактор HTR с шаровыми твэлами 91
4.2.2.3. Основы безопасности 93
4.2.2.3.1. Система управления и защиты 93
4.2.2.3.2. Отвод энергии остаточного тепловыделения и аварийное охлаждение 94
4.2.2.3.3. Основные аварии 94
4.3. Тяжеловодные реакторы 94
4.3.1. Реактор с тяжелой водой под давлением CANDU 96
4.3.1.1. Топливо 98
4.3.1.2. Регулирование реактивности 98
4.3.1.3. Система аварийного охлаждения 100
4.3.1.4. Системы безопасности 101
4.4. Тепловые реакторы-размножители 102
4.4.1. Гомогенные реакторы-размножители 102
4.4.2. Легководные реакторы-размножители LWBR 102
5. **Реакторы-размножители на быстрых нейтронах** 103
5.1. Роль реакторов-размножителей на быстрых нейтронах 103
5.2. История развития быстрых реакторов-размножителей 104
5.3. Физика активной зоны реакторов LMFBR 110

5.3.1. Конструкция активной зоны . . . 110
5.3.2. Энергетическое и пространственное распределения нейтронов 111
5.3.3. Коэффициент воспроизводства . . . 112
5.3.4. Коэффициенты реактивности и контроль реактора . . . 113
5.3.5. Доплеровский коэффициент реактивности . . . 114
5.3.6. Температурный коэффициент реактивности теплоносителя . . . 115
5.3.7. Температурные коэффициенты реактивности топлива и конструкционных материалов . . . 116
5.3.8. Характеристики запаздывающих нейтронов и время жизни мгновенных нейтронов . . . 116
5.4. Технические аспекты быстрых реакторов-размножителей с натриевым охлаждением . . . 119
5.5. "Суперфеникс" – промышленный быстрый реактор с натриевым теплоносителем . . . 123
5.5.1. Активная зона и зоны воспроизводства . . . 124
5.5.2. Корпус реактора и циркуляция натрия в первом контуре . . . 125
5.5.3. Второй контур охлаждения и парогенераторы . . . 127
5.6. Вопросы безопасности АЭС с реактором LMFBR . . . 129
5.6.1. Принцип многократного барьера . . . 130
5.6.2. Система управления и защиты . . . 131
5.6.3. Отвод энергии остаточного тепловыделения и аварийное охлаждение активной зоны реактора LMFBR . . . 132
5.6.4. Внутриреакторный контроль и предотвращение распространения аварий . . . 132
5.6.5. Конструкция первого контура и корпуса реактора . . . 133
5.6.6. Возгорание натрия . . . 135
5.6.7. Взаимодействие натрия с водой в парогенераторе . . . 136
5.7. Гетерогенные активные зоны реактора LMFBR . . . 137
5.8. Активные зоны реактора LMFBR с усовершенствованным оксидным и карбидным топливом . . . 137
5.9. Газоохлаждаемые быстрые реакторы . . . 138
6. Выбор ядерного топливного цикла . . . 139
6.1. Выбор топливного цикла для реакторов-конвертеров . . . 139
6.1.1. Однократный (открытый) топливный цикл . . . 139
6.1.2. Замкнутый ядерный топливный цикл . . . 141
6.1.2.1. Плутониевый рециклинг . . . 141
6.1.2.2. Торий-урановый топливный цикл . . . 145
6.1.2.3. Сравнение различных типов реакторов-конвертеров . . . 149
6.2. Выбор топливного цикла для реакторов-размножителей . . . 149
6.2.1. Уран-плутониевый топливный цикл . . . 150
6.2.2. Торий-урановый топливный цикл . . . 151
6.3. Расход природного урана при различных сценариях развития ядерной энергетики . . . 153
7. Технические особенности ядерных топливных циклов . . . 156
7.1. Выгрузка и хранение отработавшего топлива . . . 156
7.1.1. Перевозка отработавшего топлива . . . 156
7.1.2. Промежуточное хранилище отработавшего топлива . . . 158
7.2. Уран-плутониевый топливный цикл . . . 159
7.2.1. Переработка отработавшего топлива из диоксида урана . . . 159
7.2.1.1. Разделка ТВС и растворение топлива . . . 160
7.2.1.2. Газовая очистка и удержание газообразных продуктов деления . . . 161
7.2.1.3. Химическое отделение урана и плутония . . . 162
7.2.1.4. Модель потоков масс радиоактивных материалов в установке по переработке топлива . . . 165
7.2.1.5. Составляющие активности отработавшего топлива и радиоактивных отходов . . . 167
7.2.2. Повторное использование плутония и урана . . . 168
7.2.2.1. Преобразование нитрата плутония в оксид плутония 168

7.2.2.2. Преобразование уранилнитрата в оксид урана . . . 169
7.2.2.3. Производство оксидного топлива . . . 169
7.2.3. Состояние технологии переработки уранового топлива . . . 171
7.2.4. Опыт переработки и изготовления смешанного оксидного топлива . . . 172
7.2.5. Аспекты безопасности . . . 172
7.2.5.1. Конструктивные меры безопасности перерабатывающих установок . . . 172
7.2.5.2. О безопасности заводов по изготовлению твэлов из смешанного оксидного топлива . . . 174
7.3. Торий-урановый топливный цикл . . . 174
7.3.1. Разделка ТВС . . . 174
7.3.2. Торекс-процесс . . . 175
7.3.3. Производство уран-ториевого топлива . . . 177
7.4. Уран-плутониевый топливный цикл быстрых реакторов-размножителей . . . 178
7.4.1. Составляющие времени внешнего топливного цикла LMFBR . . . 178
7.4.2. Потоки масс в модели топливного цикла LMFBR . . . 180
7.4.3. Составляющие активности отработавшего топлива LMFBR . . . 182
7.4.4. Переработка топлива LMFBR . . . 182
7.4.5. Производство топлива для LMFBR . . . 183
7.4.6. Переработка и повторное производство топлива для LMFBR . . . 185
7.5. Обработка радиоактивных отходов . . . 185
7.5.1. Обработка отходов при переработке топлива LWR . . . 185
7.5.1.1. Отверждение и хранение жидких отходов высокой удельной активности . . . 185
7.5.1.2. Отверждение и хранение твердых отходов высокой удельной активности . . . 187
7.5.1.3. Обработка отходов средней удельной активности . . . 187
7.5.1.4. Обработка других отходов . . . 187
7.5.1.5. Объемы отходов переработки топлива, предназначенных для хранения . . . 188
7.5.2. Радиоактивные отходы при переработке уран-ториевого топлива . . . 189
7.5.3. Радиоактивные отходы при переработке уран-плутониевого топлива LMFBR . . . 189
7.5.4. Отходы на других этапах топливного цикла . . . 189
7.5.4.1. Отходы при переработке урановой руды . . . 189
7.5.4.2. Отходы при очистке, конверсии и обогащении урана . . . 191
7.5.4.3. Отходы при изготовлении твэлов и эксплуатации АЭС 191
7.6. Захоронение ядерных отходов . . . 191
7.6.1. Захоронение отходов в глубоких геологических формациях 191
7.6.2. Непосредственное захоронение отработавших ТВС . . . 194
7.6.3. Воздействие радиоактивных захоронений на безопасность и здоровье населения . . . 196
8. Воздействие на окружающую среду и оценка риска ядерной энергетики 197
8.1. Выбросы радиоактивных продуктов в результате нормальной эксплуатации АЭС и предприятий ядерного топливного цикла . . . 197
8.1.1. Выбросы и радиационное воздействие радиоактивных продуктов . . . 197
8.1.1.1. Основные радионуклиды и их воздействие на человека 199
8.1.1.1.1. Тритий, углерод-14 и криптон . . . 199
8.1.1.1.2. Радионуклиды иода . . . 200
8.1.1.1.3. Стронций и цезий . . . 200
8.1.1.1.4. Нуклиды плутония . . . 201
8.1.1.1.5. Прочие радиологически существенные нуклиды . . . 201
8.1.1.2. Доза ионизирующего излучения . . . 201
8.1.1.3. Допустимые уровни радиационного воздействия . . . 202

8.1.2. Выбросы радионуклидов и радиационное воздействие на различных этапах топливного цикла . . . 203
8.1.2.1. Добыча урана и гидратация руды . . . 203
8.1.2.1.1. Радиоактивные загрязнения при добыче и переработке урановой руды . . . 203
8.1.2.1.2. Радиационное воздействие на урановых рудниках и заводах по переработке руды . . . 205
8.1.2.2. Получение UF_6, обогащение и изготовление топлива . . . 206
8.1.2.3. Атомные электростанции . . . 207
8.1.2.3.1. Выбросы радиоактивных продуктов на АЭС 207
8.1.2.3.2. Выбросы радиоактивных продуктов из реакторов . . . 208
8.1.2.3.3. Сравнение радиоактивных выбросов на реакторах PWR и BWR . . . 209
8.1.2.3.4. Радиоактивные выбросы на реакторах LMFBR, CANDU и HTGR . . . 210
8.1.2.3.5. Дозы облучения населения в результате радиоактивных выбросов АЭС . . . 210
8.1.2.4. Переработка облученного топлива и обработка радиоактивных отходов . . . 212
8.1.2.4.1. Радиоактивные выбросы на комбинате по переработке облученного низкообогащенного топлива из UO_2 с последующей обработкой отходов . . . 214
8.1.2.4.2. Оцененные радиоактивные выбросы на комбинате по переработке смешанного облученного топлива PuO_2/UO_2 с последующей обработкой отходов . . . 216
8.1.2.4.3. Радиационное воздействие комбината по переработке топлива и радиоактивных отходов . . . 218
8.3.1. Длительное накопление трития, ^{85}Kr и ^{14}C . . . 221
8.2. Оценка риска, связанного с эксплуатацией ядерных реакторов . . . 223
8.2.1. Методы оценки риска . . . 223
8.2.1.1. Основные понятия . . . 223
8.2.1.2. Метод деревьев событий . . . 224
8.2.1.3. Анализ деревьев отказов . . . 227
8.2.2. Выход продуктов деления из здания реактора при аварии с расплавлением активной зоны . . . 227
8.2.2.1. Инициирующие события . . . 227
8.2.2.2. Разрушение защитной оболочки . . . 228
8.2.2.3. Радиоактивные выбросы . . . 228
8.2.2.4. Внешние события . . . 229
8.2.3. Моделирование распространения радиоактивных выбросов и облучение населения . . . 229
8.2.4. Результаты исследований безопасности реактора . . . 230
8.2.4.1. Результаты анализа деревьев событий и деревьев отказов 230
8.2.4.2. Результаты рассмотрения моделей аварий . . . 234
8.2.4.2.1. Исследование риска в ФРГ . . . 234
8.2.4.2.2. Изучение безопасности реакторов в США . . . 237
8.2.4.2.3. Оценки риска с учетом последних данных по отказам . . . 239
8.2.5. Исследования риска, связанного с эксплуатацией реакторов других типов . . . 239
8.2.6. Исследование риска эксплуатации установок топливного цикла 241
8.2.7. Риск от объектов ядерной энергетики и других технических систем . . . 243
Приложение . . . 244
Список литературы . . . 246

Г. Кесслер

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Редактор издательства *Э. К. Биленко*
Художественный редактор *А. Т. Кирьянов*
Технический редактор *Г. Н. Лядухина*
Корректор *С. В. Малышева*
Оператор *О. В. Канатникова*
ИБ № 1535

Набор выполнен в Энергоатомиздате на Композере ИБМ-82. Подписано в печать 03.02.86. Формат 60 X 90 1/16. Бумага офсетная №2. Печать офсетная. Усл. печ. л. 16,5. Усл. кр.-отт. 16,5. Уч.-изд. л. 20,13. Тираж 3700 экз. Заказ 1175 Цена 1 р. 70 к.
Энергоатомиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10

Московская типография № 6 Союзполиграфпрома при Государственном комитете СССР по делам издательств, полиграфии и книжной торговли, 109088, Москва, Ж-88, Южнопортовая ул., 24.

ВНИМАНИЮ ЧИТАТЕЛЕЙ!

Энергоатомиздат готовит к изданию в 1986 году следующие книги:

Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. – 4-е изд., перераб. и доп. – Энергоатомиздат, 1986 (I). – 21 л.: ил. – (В пер.): 1 р. 40 к., 5000 экз.

Изложены основы физики реакторов и обеспечения ядерной безопасности с точки зрения эксплуатационника. Приведены методики и примеры решения практических задач, рассмотрены теплотехническая надежность активной зоны и методы нейтронно-физических измерений и уточнений характеристик реактора при физическом пуске и в процессе эксплуатации (первое издание вышло в 1972, второе – в 1976, третье – в 1981 г.).

Для инженерно-технического эксплуатационного персонала АЭС. Может быть использована для повышения квалификации старших инженеров управления реактором и начальников смен АЭС.

Уолтер А. Е., Рейнольдс А. Б. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986 (IV). – 55 л.: ил. – Пер. изд.: Великобритания. Оксфорд, 1981. – (В пер.): 4 р., 3000 экз.

Рассмотрены вопросы исследования, разработки, проектирования и эксплуатации всех существующих типов быстрых реакторов. Изложены основы методов расчета ядерно-физических характеристик и оценки безопасности быстрых реакторов. Описаны программы развития ядерной энергетики ведущих промышленно развитых стран.

Для инженеров и научных работников, специализирующихся в области ядерной энергетики.

Фрост Б. Твэлы ядерных реакторов: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986 (IV). – 22 л.: ил. – Пер. изд.: Великобритания. Лондон, 1982. – (В пер.): 1 р. 80 к., 2000 экз.

Дан общий обзор по разработкам и исследованию в области технологии твэлов всех типов энергетических реакторов. Рассмотрены основные типы твэлов, вопросы их конструирования, моделирования, испытания, классификации и др. Даны рабочие характеристики.

Для инженеров, конструкторов, эксплуатационников и преподавателей и студентов соответствующих специальностей.

План 1985 г. № 204.

Приобрести эти книги Вы сможете во всех магазинах, распространяющих научно-техническую литературу.